

**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO**

---

**FACULTAD DE QUIMICA**



**ANALISIS COMPARATIVO DE CICLOS DE COMBUSTIBLE  
PARA CENTRALES NUCLEOELECTRICAS.**

**Tesis Mancomunada**  
presentada por:  
AMADOR ZARAGOZA IRMA ALICIA  
MARTINEZ VALENCIA EVERARDO  
VARELA DE LA ROSA LUIS  
Para obtener el Título de:  
INGENIERO QUIMICO

1 9 8 3



Universidad Nacional  
Autónoma de México



**UNAM – Dirección General de Bibliotecas**  
**Tesis Digitales**  
**Restricciones de uso**

**DERECHOS RESERVADOS ©**  
**PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL**

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

# I N D I C E

	<u>P A G I N A</u>
INTRODUCCION	2
I. PROGRAMA NUCLEOELECTRICO NACIONAL	5
II. CICLOS DE COMBUSTIBLE	26
III. DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS	52
IV. TRANSFERENCIA DE TECNOLOGIA EN EL CICLO DE COMBUSTIBLE	93
V. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES	212
APENDICE I: TIPOS DE REACTORES NUCLEARES	220
APENDICE II: CICLOS DE COMBUSTIBLE NUCLEAR PARA LA GENERACION DE ELECTRICIDAD	241
APENDICE III: PROGRAMA DE CALCULO PARA LA DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS	364
BIBLIOGRAFIA	380

## I N T R O D U C C I O N

=====

El presente trabajo realiza un análisis comparativo de los dos ciclos de combustible nuclear que, a un futuro representarían interés comercial para el país en la producción de electricidad. Este trabajo se fundamenta en la importancia que representa la energía en el avance socioeconómico y tecnológico de los países y particularmente en México.

La energía, a través de todas las épocas ha jugado un importante papel para la humanidad. La importancia de la energía en sus distintas manifestaciones naturales y su transformación a formas aprovechables, ha quedado plasmada en el mantenimiento de la vida misma, en la modificación de los hábitos de vida y en los avances científicos y tecnológicos de la humanidad.

En la época contemporánea, la transformación de la energía en electricidad tiene especial importancia, pues sin la energía eléctrica el desarrollo económico, tecnológico y social de las naciones no sería posible.

La energía eléctrica, se genera a partir de distintas fuentes entre las que se encuentran los hidrocarburos, la energía hidráulica, el carbón, la geotermia, la nuclear y quizá en un futuro no muy lejano, la solar.

México es un país rico en recursos energéticos, los cuales deberán ser administrados de tal manera que se aprovechen óptimamente los distintos recursos con que cuenta el país, en particular los hidrocarburos.



Ya que los hidrocarburos son un recurso finito, se tiene la necesidad de diversificar las fuentes energéticas, que hará posible el empleo, en otros fines, de los hidrocarburos que actualmente se destinan a la producción de electricidad.

A este respecto, la energía nuclear actualmente puede ser la alternativa más viable, pues hay tecnología disponible, se cuenta con recursos uraníferos y además se tiene el potencial físico y humano necesario para establecer y desarrollar en el país ésta nueva fuente energética.

La tecnología nuclear ha desarrollado varios tipos de centrales comerciales para producir electricidad. Estas centrales nucleares pueden utilizar como combustible uranio natural o uranio enriquecido, dependiendo del tipo de reactor. Como consecuencia de estas dos alternativas, se han desarrollado los ciclos de combustible respectivos, para suministrar el uranio a los reactores en la forma que sea requerida.

Por tanto, dependiendo del tipo de reactor que se adopte, se tendrá que emplear, ya sea, el ciclo de uranio natural o el ciclo de uranio enriquecido, cuyo análisis comparativo forma el cuerpo principal de esta tesis.

Uno de los objetivos del presente trabajo, es plantear y justificar un programa nucleoeléctrico consecuente con las necesidades del país. A este respecto, el capítulo uno expone las bases y la justificación para implementar un programa nucleoeléctrico en México.

En el capítulo dos, se realiza una descripción de las etapas que componen a los ciclos de combustible nuclear mencionados en párrafos anteriores, así como los procesos de producción de agua pesada, aunada al ciclo de uranio natural.

La implementación de un programa nucleoelectrico implica la demanda de materiales y servicios, en relación a ésto, en el capítulo tres se tiene como objetivo calcular y comparar las cantidades de estos materiales y servicios requeridos de acuerdo al ciclo de combustible empleado.

Como consecuencia, es de vital importancia integrar una industria del ciclo de combustible nuclear de acuerdo a la tecnología que se adopte, para poder suministrar los materiales y servicios necesarios durante todo el programa nucleoelectrico. Como es de esperarse, la consecución con éxito de este plan finca sus bases en un apropiado mecanismo de transferencia-recepción de tecnología.

El capítulo cuatro, tiene como objetivos presentar la importancia de la transferencia de tecnología y realizar un análisis comparativo técnico-económico de las industrias que integrarían cada uno de los ciclos, incluyendo la producción de agua pesada.

Finalmente, como un complemento para reforzar y/o ampliar la información dada en el cuerpo de esta tesis, se presentan tres apéndices: el primero, contiene una breve descripción de los reactores desarrollados hasta la fecha; el segundo, es una descripción más amplia de cada etapa de los ciclos de combustible, así como también de los procesos de fabricación de agua pesada; y en el apéndice tres, se presenta un programa de calculadora empleado en la determinación de las demandas de materiales y servicios dadas en el capítulo tres.

I. PROGRAMA NUCLEOELECTRICO NACIONAL

CAPITULO I  
=====

"PROGRAMA NUCLEOELECTRICO NACIONAL"

1.1 INTRODUCCION

La energía en todas sus manifestaciones, ha sido un componente esencial en la historia del hombre. Desde su forma más primitiva con el descubrimiento del fuego, hasta su transformación a formas más sofisticadas, la energía ha significado para el hombre la satisfacción de diversas necesidades y el pilar de su desarrollo económico, tecnológico y social.

Hoy en día, la energía presenta gran importancia, pues no sólo provee los satisfactores esenciales de la población, sino que además, es el sostén y el medio impulsor de la economía y desarrollo de las naciones.

El compromiso nacional implica que para atender las necesidades que actualmente se afrontan y llevar al país a un nivel socioeconómico que garantice pleno empleo, salud, alimentación y educación y se impulse un desarrollo armónico e independiente del país, se deban tomar diversas medidas entre las que destaca la disponibilidad de energía.

En base a lo anterior, es imprescindible que se elaboren planes de desarrollo, de acuerdo a nuestras condiciones económico-financieras, a nuestro potencial y capacidad de poder ejecutarlos, de manera que se garantice la satisfacción de las necesidades crecientes del país y donde se debe conferir gran importancia a la utilización racional de los recursos energéticos de la nación.

El objetivo primordial deberá ser, aprovechar la dotación abundante de energéticos disponible para fortalecer, modernizar y diversificar la estructura económica de México, lo que se traduce, en un suministro de energéticos oportuno, en cantidad suficiente y presupone una administración nacional y eficiente de los mismos.

Para poder alcanzar las metas antes expuestas, resulta indispensable, por lo tanto, acrecentar la duración de las reservas de hidrocarburos e implantar cuanto antes una estructura de producción y consumo de energía que facilite la transición gradual y ordenada hacia una nueva era energética.

Todo ello implica: modular la producción de energéticos para garantizar un desarrollo económico equilibrado, racionalizar la demanda de energéticos para evitar el uso ineficiente de los mismos y por último hacer un esfuerzo considerable por diversificar las fuentes de energía y evitar un aumento en la dependencia frente a los hidrocarburos.

Dentro del marco tecnológico actual, las principales fuentes de diversificación, se presentan en la generación de electricidad.

La energía eléctrica es uno de los elementos vitales del funcionamiento y crecimiento de nuestra sociedad contemporánea, debido a que, ha apoyado el rápido desarrollo industrial que se ha presentado durante los últimos años, ha satisfecho las necesidades esenciales de la creciente población del país y además su utilización es limpia y eficiente.

Ya que la electricidad es una energía secundaria, esto es, se puede generar a partir de diferentes fuentes primarias, se tiene la gran responsabilidad de diversificar esas fuentes, para incrementar la participación de energéticos distintos a los hidrocarburos, que unidos a estos últimos, satisfagan la necesidad de energía eléctrica que demandará el país.

## 1.2 B A S E S

A causa de la situación actual que atraviesa el país, en los próximos años se espera que el índice promedio de crecimiento sea bajo, lo que implicará que la demanda de electricidad crezca también a tasas pequeñas, sin embargo, una vez alcanzada la recuperación del país y consolidada nuestra economía, cabe esperar con optimismo que se reinicie el camino de un desarrollo vigoroso, acorde a nuestras necesidades, donde la oferta de electricidad deberá crecer a tasas variables anuales, similares a las alcanzadas en años anteriores, entre el 8 y 12% anual.

En base a lo anterior, considerese un año de referencia, al que llamaremos  $t_f$ , en el cual suponemos que se alcanza un consumo unitario de energía eléctrica similar al de algunos países industrializados en 1978, como Francia y Rusia, Tabla 1.1.a, y que después de combinar varias políticas de desarrollo económico y de crecimiento de la población, se elabora una proyección que pronostica un requerimiento base de producción de energía eléctrica, para el año  $t_f$ , de 550TWH.

En base al pronóstico anterior, y suponiendo que Comisión Federal de Electricidad elabora un programa de desarrollo para el sector eléctrico y además ajusta la ejecución de este programa conforme a las necesidades de generación en el tiempo, de tal manera que, las metas de participación de cada fuente primaria considerada se alcancen y se cubra el pronóstico base al año  $t_f$ , los resultados y observaciones de dicho programa de generación, son presentados más adelante en la tabla 1.1.b.

El proceso de desarrollo en México no ha sido obstruído por falta de energía, ya que la situación energética en México históricamente ha sido satisfactoria. La situación futura se ve aún mejor, dado el potencial petrolero estimado, 72,000 millones de barriles, que prometen la satisfacción de necesidades hasta las primeras décadas del siglo próximo.

La economía energética del país se ha caracterizado por su dependencia de los hidrocarburos, 90%, y de acuerdo con la información disponible sobre los recursos alternos, de los que se hablará más adelante, seguirán siendo los hidrocarburos los que dominen en el futuro.

Esta dependencia no es motivo de preocupación a corto plazo pero, hay que recordar que los hidrocarburos son un recurso finito y relativamente escaso en el mundo, por lo que tomando en cuenta estos factores a futuro, se vuelve evidente la importancia de tomar medidas para la diversificación.

Estudios llevados a cabo, señalan que el momento de máxima producción de hidrocarburos, podrá estar comprendido entre finales de este siglo y el primer tercio del próximo, si las exportaciones se mantienen en un nivel modesto.

Con este supuesto optimista, el país podría seguir con la estructura energética que posee hasta esas fechas, sin embargo, según estudios hechos por Comisión Federal de Electricidad, la combinación de hidroelectricidad, geotermia y carbón permitirán atender sólo del orden de la cuarta parte, de la demanda de energía primaria para la generación de electricidad, Tabla 1.1.b .

Por una parte, mantener la estructura energética del país hasta el siglo próximo con una dependencia en torno al 90% sobre los hidrocarburos parece poco prudente, ya que al iniciarse la declinación se presentarían problemas graves, debido a que el sector consumidor no estaría preparado para aceptar energéticos sustitutos. Por otra parte, destinar una proporción creciente de hidrocarburos a la generación de electricidad donde existen alternativas tecnológicas y económicas resulta incongruente con la política global de energéticos que México ha promovido a nivel mundial y con la responsabilidad que se tiene sobre el uso de energéticos.

De acuerdo a las hipótesis presentadas al inicio de esta sección, Comisión Federal de Electricidad ha estudiado, las posibilidades de incrementar la participación de energéticos distintos a los hidrocarburos en la generación de electricidad, estimando la participación de cada una de las fuentes primarias, con los siguientes resultados consignados en la Tabla 1.1.b .



T A B L A 1 . 1 . a

"DATOS COMPARATIVOS DE LA INDUSTRIA ELECTRICA EN PAISES INDUSTRIALIZADOS EN 1973"

		<u>E.U.A.</u>	<u>U.R.S.S</u>	<u>JAPON</u>	<u>REP. FED. ALEMANIA</u>	<u>CANADA</u>	<u>R.UNIDO</u>	<u>FRANCIA</u>	<u>ITALIA</u>	<u>MEXICO</u>
CAPACIDAD INSTALADA	DW	579.312	235.287	117.630	69.199	88.145	66.616	48.403	38.028	13.903
PRODUCCION DE ENERGIA ANUAL	TWH	2,206.448	1,125.832	497.014	383.727	297.473	267.665	187.350	123.020	59.040
PRODUCCION ANUAL POR HABITANTE	KWH/persona	10,273	4,552	4,908	5,765	14,312	5,176	4,078	3,088	321
PERDIDAS DE TRANS- MISION Y DISTRIBU- CION	%	6.6	8.7	6.1	4.3	10.1	8.6	7.5	9.5	12.3

FUENTE: Electric Power Industry in Japan 1980  
Overseas Electrical Industry Survey Institute, Inc.  
Capacidades, Generaciones y Consumo de Combustible 1975-1980  
Comisión Federal de Electricidad. Gaceta de Estudios.

T A B L A 1 . 1 . b

"FUENTES DE ENERGIA PRIMARIA EN LA GENERACION DE ELECTRICIDAD"

FUENTES DE ENERGIA PRIMARIA	OBSERVACIONES Y PARTICIPACION
C A R B O N	<p>Básicamente todos los esfuerzos han estado orientados a la explotación de carbones coquizables, debido a que la producción de carbón mineral ha estado íntimamente ligada al desarrollo de la industria siderúrgica. En Río Escondido, Coahuila, existen yacimientos importantes de carbón no coquizable. En esta zona ya se ha instalado una termo-eléctrica a base de carbón y se han iniciado los trabajos de infraestructura para la construcción de otra central. Sin embargo, con la tecnología actual sólo es rentable quemar este carbón localmente, por lo que con estas limitantes, y dependiendo de las reservas probadas, se estima que se podrá generar con carbón alrededor de 40 TWh, lo que representa un 7% de la generación total necesaria.*</p>
HIDRAULICA	<p>Las características propias de la energía hidráulica hacen de ella una fuente particularmente atractiva, pues se trata de un recurso permanente de uso múltiple. Históricamente, este tipo de energía ha jugado un papel primordial en el desarrollo del sector eléctrico. Sin embargo, su importancia relativa disminuye continuamente y se estima que, haciendo supuestos favorables sobre costos y condiciones geológicas, su potencial podría contribuir con una generación media anual de 80 TWh, lo que equivale aproximadamente a un 14% de la generación total necesaria*</p>
GEOTERMIA	<p>La geotermia es una opción energética que deberá rendir sus principales frutos en los años 90. El potencial de esta fuente dependerá en buena medida del esfuerzo que se realice en el presente. A partir de la geotermia, se espera con su potencial generar 20 TWh, que corresponden al 4% de la generación total necesaria.*</p>
S O L A R	<p>Las distintas formas de uso del sol, esto es, sistemas fotovoltaicos, fototérmicos, eólicos y de biomasa, han recibido recientemente gran atención en el mundo y se les dedican grandes volúmenes crecientes de recursos. Su utilización sin embargo es un evento del futuro, pues su aportación al balance energético, aun a mediano plazo será marginal. A más largo plazo, si los esfuerzos tecnológicos en este campo tienen éxito, puede pensarse que dicha fuente contribuirá a sentar las bases para el desarrollo de sistemas eléctricos descentralizados que utilicen un recurso permanente, ampliando así la gama de opciones energéticas</p>

T A B L A 4 . 1 - b

{CONTINUACION}

FUENTES DE ENERGIA PRIMARIA	OBSERVACIONES Y PARTICIPACION
N U C L E A R	<p>Con la entrada en operación de los reactores de Laguna Verde, puede pensarse que México contará como mínimo, con una capacidad nucleoelectrica del orden de 1,350 MW antes de los años noventas. Probablemente, el periodo de planeación en el que se incluya un programa nucleoelectrico, deberá situarse entre el último quinquenio del siglo y las primeras décadas del siglo 21.</p> <p>Esto resulta, debido a que el lapso de planeación para incluir una nueva nucleoelectrica, es mínimo de 10 años, por lo que aún y cuando se tomara la decisión en este año, 1983, lo que es poco probable, la puesta en operación de otra unidad, no sería factible hasta dentro del periodo arriba considerado.</p> <p>La rapidez con que se incluya el programa, dependerá en gran parte, de las condiciones en que se encuentre el país para poder ejecutar un proyecto de tal magnitud y de la necesidad que se tenga de incluir esta nueva fuente energética. Aun con estas limitantes, la implementación al tiempo más inmediato posible de un programa nucleoelectrico, se hace evidente conforme al panorama hasta aquí presentado, además se trata de un proyecto que cumple con el objetivo de diversificar las fuentes de energía y contribuir al balance energético nacional.</p> <p>El objetivo planteado, es que en un periodo de planeación de 10 años, se tengan instalados 20,000 MW de capacidad adicional a Laguna Verde, comenzando la operación del primer reactor del programa en el año <math>t_0</math> y finalizando la instalación y entrada en operación del último reactor en el año de referencia <math>t_f</math>. Esta capacidad nucleoelectrica instalada representaría una generación de 130 TWh equivalente al 24% de la generación total necesaria. Cabe mencionar que es muy probable que <math>t_0 \geq 1995</math>.</p>
HIDROCARBUROS	<p>Aunque la política energética nacional tienda a diversificar el uso de los energéticos primarios, los hidrocarburos continuarán siendo durante mucho tiempo la principal fuente de energía para la generación eléctrica. Se estima que esta fuente energética participaría con aproximadamente el 51% de la generación total necesaria*, o sea, 280 TWh incluyendo el programa nucleoelectrico y sin programa, su participación se elevaría a 410 TWh, equivalente al 75% de la generación total necesaria.*</p>

\* Base de las cifras estimadas: Una capacidad de generación de 550 TWh al año de referencia  $t_f$ .

La factibilidad para llevar a cabo la combinación de estas fuentes depende de diversos factores, tales como: disponibilidad local y consideraciones económicas, financieras y tecnológicas.

De la Tabla 1.1.b se observa lo siguiente:

- La demanda de energía eléctrica al año de referencia  $t_f$ , será lo suficientemente grande para absorber los programas de desarrollo hidroeléctrico, geotérmico, carboeléctrico y nucleoeeléctrico.
- Las centrales termoeléctricas a base de hidrocarburos quedarían para cubrir las diferencias entre la producción de las anteriores y la demanda real.
- Salvo por la transformación de otros energéticos en electricidad la nación seguirá dependiendo de los hidrocarburos.
- Con respecto a las fuentes primarias distintas a los hidrocarburos se tiene:
  - \* Carboeléctricas.- El potencial conocido de carbón y los indicios encontrados de turbas y lignitos a la fecha, no parecen ser suficientes para planear su participación significativa.
  - \* Hidroeléctricas.- Con base en los proyectos ya identificados se ha previsto que este tipo de energía no pondrá contribuir con más del 14% y esto si las condiciones son adecuadas, además de que el potencial es relativamente limitado.

- \* Geotérmicas.- La inversión necesaria para la generación de electricidad para este tipo de energía es alta, además de que el potencial es relativamente limitado y se espera que apenas contribuya con un 4%.
  - \* Solar.- Posiblemente durante las próximas décadas, las técnicas para aprovechar el sol avanzarán significativamente, sin embargo, este tipo de energía estará participando marginalmente en la producción de electricidad, con algunos prototipos cuya capacidad no sería significativa al nivel que se estima necesario para cubrir las necesidades eléctricas del país.
  - \* Nucleoeléctricas.- La implementación de un Programa Nucleoeléctrico como se mencionó en la tabla 1.1.b, tendría como meta lograr 20,000 MWe instalados en un lapso de 10 años, comenzando la operación del primer reactor del programa en el año  $t_0$  y finalizando la instalación y entrada en operación del último reactor en el año de referencia  $t_f$ . Este proyecto es quizás la alternativa más viable para la sustitución de hidrocarburos en la generación de electricidad.
- En general, puede afirmarse que el desarrollo científico proveerá fuentes alternativas a los hidrocarburos, pero partiendo de la situación actual del país, en un futuro próximo, la única alternativa importante realmente asequible es la nuclear.

### 1.3 JUSTIFICACION

Las razones principales para la incorporación de esta fuente energética son primeramente, la disponibilidad de tecnología, la existencia de recursos uraníferos en el territorio nacional, básicamente su competitividad económica, además su compatibilidad con el medio ambiente y todos los efectos que genera un desarrollo nucleoelectrico.

### 1.3.1 DISPONIBILIDAD DE TECNOLOGIA

A partir del descubrimiento de la fisión y del resto de los fenómenos relevantes en materia nuclear, se hicieron muchos diseños conceptuales de reactores, varios de estos se convirtieron en prototipos, surgiendo cinco que llegaron a ser la base de centrales comerciales, estos son:

Los que utilizan uranio natural:

- \* El moderado con grafito y enfriado con  $CO_2$
- \* El moderado y enfriado con agua enriquecida o pesada

Los que utilizan uranio enriquecido:

- \* El moderado con grafito y enfriado con  $CO_2$  o gas helio a presión
- \* Los moderados y enfriados con agua natural con sus dos variantes, a presión e hirviente.

Una descripción de los reactores aquí mencionados se da en el Apéndice 1.

La mayor parte de la potencia nucleoelectrónica en operación se genera en reactores moderados y enfriados con agua natural a presión. Existen a la fecha 117 unidades en operación con 82,597 MWe de capacidad instalada y 135 están en construcción con 130,195 MWe de capacidad adicional. (1)

Los reactores moderados y enfriados con agua natural tipo hirviente ocupan el segundo lugar, pues cuentan con 67 unidades en operación y 39,163 MWe de capacidad instalada y 50 más en construcción para 52,162 MWe de capacidad adicional. (1)

Por lo que respecta a los reactores moderados y enfriados con agua pesada a presión, a la fecha se encuentran instalados 5,225 MWe y en construcción una capacidad de 11,750 MWe. (2)

Además se estima que a fin de siglo habrá en el mundo una potencia total en nucleoelectricas superior a los 300 millones de kilowatts.

En relación a este rubro, es también importante la industria del enriquecimiento isotópico del agua y uranio, cabe decir que de las 4,342 toneladas anuales de capacidad comercial instalada, que hay en el mundo para producir agua pesada, Canadá tiene el 92% mientras que los Estados Unidos, la India y Noruega tienen el resto. (2)

Para enriquecer uranio hay una capacidad comercial instalada en el mundo occidental de 38,000 toneladas anuales de trabajo separativo, de la cual los Estados Unidos tiene el 71%; la empresa multinacional EURODIF, cuya planta se encuentra en territorio francés posee el 28% y, la empresa multinacional URENCO el 1% restante en dos plantas, localizadas en Inglaterra y Holanda. La URSS ofrece también servicios comerciales de enriquecimiento de uranio y se estima su capacidad en unas 6,000 toneladas anuales de trabajo separativo. (2)

Por tanto, la tecnología nucleoelectrica ha llegado a una etapa de desarrollo en la que se encuentra disponible para participar cada vez más en el balance energético mundial. Las nucleoelectricas son una opción real, con características especiales entre las que destaca la materialización, durante un período de unas cuantas décadas, de un energético nuevo disponible.

### 1.3.2 EXISTENCIA DE RECURSOS URANIFEROS

La exploración de recursos energéticos en el territorio nacional ha estado dominada, como es natural, por la búsqueda de hidrocarburos. La opinión de los expertos geólogos indica condiciones favorables en distintas zonas del país para la existencia de hidrocarburos y uranio, y menos factibles para el carbón. Por esto, el recurso energético cuya exploración debería recibir el mayor impulso es el uranio.

México cuenta actualmente con 15,000 toneladas de uranio medidas. Además la roca fosfórica en Baja California contiene unas 13,000 toneladas y las reservas estimadas de este mineral en los yacimientos conocidos de la península contienen del orden de 150,000 toneladas (1) .

Aún cuando se postule la insuficiencia de uranio nacional, la declinación de los hidrocarburos llegará a México mucho después que al resto del mundo y será relativamente factible importar uranio pero prácticamente imposible importar petróleo.

### 1.3.3 COMPETITIVIDAD ECONOMICA

El número de centrales en operación y construcción, es la mejor evidencia de la competitividad económica de este tipo de energía.



En México, actualmente se estima que la inversión en centrales nucleoelectricas es 2.8 veces mayor que para centrales a base de hidrocarburos, pero los pronósticos económicos hacia el futuro, señalan mayores incrementos relativos en las inversiones para centrales a base de combustible fósiles, que requieren tratamientos cada vez más elaborados de los gases de combustión. Por otra parte, actualmente los costos de operación en centrales nucleoelectricas son un 10% menor que los costos para las centrales convencionales.

Respecto al costo de los combustibles, los incrementos esperados son muy superiores para los fósiles que para los nucleares.

#### 1.3.4 COMPATIBILIDAD CON EL MEDIO AMBIENTE

Al no emitir sustancias al medio ambiente, las nucleoelectricas resultan el tipo de central térmica que menos afecta a su entorno.

Una vez concentrado el uranio, el resto de las operaciones vinculadas al ciclo de combustible resulta mucho menos relevante para el medio ambiente.

Las centrales convencionales emiten a la atmósfera del globo millones de toneladas de materiales contaminantes como azufre, metales pesados y óxidos de nitrógeno, además de los gases de combustión.

En cambio, si la energía eléctrica se produjera totalmente en centrales nucleoelectricas, se generarían desechos en una relación de uno a un millón con respecto a las centrales a base de combustible fósiles, los cuales además se mantienen aislados y bajo control.

### 1.3.5 EFFECTOS MULTIPLICADORES

El desarrollo de la nucleoelectricidad demanda necesariamente la creación de una industria nuclear nacional que abarca la minería y beneficio del uranio, la producción de combustibles nucleares, su reprocesamiento, la fabricación de componentes para las centrales eléctricas, la integración de grupos técnicos para el establecimiento de la capacidad nacional de diseño, construcción y operación, así como programas de estudio en escuelas y universidades que se especializen en esta nueva fuente energética.

Por esto, los efectos multiplicadores generados por un programa nucleoelectrico nacional se darían en tres vertientes: industrial, la tecnológica y la educativa.

Para el primer caso son relevantes dos aspectos: el económico y el técnico. Las industrias asociadas a la nucleoelectricidad, que cubren desde la minería hasta la fabricación de componentes especiales, implican inversiones sustanciales y fuentes de empleo de magnitud considerable, que en algunos países han permitido incrementos notables en la capacidad productiva. Desde el punto de vista técnico, se obligan a niveles de calidad no únicamente poco comunes en la industria general, sino también verificables y documentados. Hay que mencionar, que sin esta industria

se tendría la necesidad de importar equipos y materiales, con la consecuente afectación de la balanza comercial.

En el otro campo, en el que se presentan efectos multiplicadores, es el de la integración de los cuerpos técnicos especializados para diseño, fabricación, montaje, construcción y operación, que implican además de nuevos empleos, el manejo de técnicas que resultan útiles en otros campos.

Por último, los efectos en el sector educativo vienen de la necesidad de incluir nuevos programas de estudios para la formación de los técnicos especializados e inclusive incluir temas nucleares en las carreras ya existentes.

De esta manera, se evitaría una gran dependencia tecnológica científica del exterior que reduciría las posibilidades de un desarrollo independiente del país a futuro.

Con lo expuesto no se trata de cubrir todos los aspectos, sino simplemente se pretende mostrar que la nucleoelectricidad tiene también importantes efectos multiplicadores en el desarrollo industrial de cualquier país, que se suman a los aspectos favorables a su utilización, en el campo económico y ecológico.

1.3.6 Existen además algunas otras razones que conviene enunciar:

- Sólo los países ricos en hidrocarburos están planeando colocar termoeléctricas a base de combustibles fósiles, aún así, muchos

de ellos en mayor o menor medida han incorporado la nucleoelectricidad.

- De mantenerse la tendencia actual en México, monoenergética, a futuro se llegaría a volúmenes de producción de hidrocarburos necesarios para el mercado interno y de exportación, difíciles de satisfacer.
- Una estrategia basada en la generación de recursos económicos nacionales para la importación de energéticos, cuando se presenten limitaciones en la producción de hidrocarburos, parece menos buena que la creación de capacidad energética alternativa dentro del país.
- Según estadísticas realizadas por la ONU, se infiere que el potencial de saturación eléctrica para México esta todavía muy lejos.

De aquí a unas cuantas décadas, la única opción nacional significativa para desplazar a los hidrocarburos en la generación eléctrica será la nuclear y dada la distribución de energéticos primarios, la estrategia para el largo plazo, debería ser la intensificación del grado de electrificación, que permitiría desplazar hidrocarburos en transporte, industria y calefacción.

- El período de planeación energética de los próximos veinte años es crucial. Los lapsos de tiempo requeridos para la maduración de las instalaciones obligan a tomar decisiones anticipadas y si la proporción actual de los hidrocarburos destinada a la generación eléctrica, que es del 20%, causa ya preocupación, vislumbrar un incremento significativo para los próximos años debe conducir a la decisión de procurar, como mínimo, que esta participación no se incremente, al menos en términos relativos.

- El petróleo ahorrado al plantear el programa nucleoelectrico representaría a los precios actuales unos 20 mil millones de dólares al año de referencia  $t_f$ , considerando que una central convencional emplea 0.2226 l /KWH y un precio de 25 dólares/barril de combustible, este ahorro permitiría cubrir la inversión desahogadamente de la capacidad nuclear supuesta.
- Ya que los plazos de maduración de las alternativas tecnológicas son de varias décadas, la situación mexicana, a la vista de los recursos energéticos disponibles y de la imposibilidad práctica de mantener un estancamiento del desarrollo económico plantea a la nucleoelectricidad como la única alternativa significativa a los hidrocarburos.

Hablar de un Programa Nucleoelectrico para México, obliga a discutir dos temas: la experiencia en Laguna Verde y la actitud del público y seguridad.

Laguna Verde se inició como un proyecto que además de incorporar la primera planta de una tecnología nueva, difícil y rigurosa, capacitaría a Comisión Federal de Electricidad para participar en mayor proporción en los siguientes proyectos nucleoelectricos del país. A pesar de los problemas, básicamente de carácter administrativo, retrasos y consecuentes implicaciones, el proyecto ha servido para capacitar a personal tanto técnico como administrativo, ya que estando expuestos a la realidad de un proyecto nucleoelectrico e independientemente de su preparación básica han tenido que resolver los problemas relacionados con el diseño, la construcción, las adquisiciones, el licenciamiento, la operación, etc. de este tipo de plantas.

Los pioneros de la nucleoelectricidad, concientes de las peculiaridades del nuevo tipo de energía, eligieron un criterio básico de diseño que no tiene paralelo en el mundo industrial: la seguridad.

A diferencia de otras instalaciones, las nucleoeléctricas se diseñan y construyen con sistemas redundantes que garantizan la seguridad.

Como en muchos casos de innovaciones tecnológicas, la aceptación de la nucleoelectricidad puede ser cuestión de tiempo. Ya que de la misma manera como la sociedad absorbió avances como el ferrocarril, los autos, los aviones, etc., cabe esperar que la utilización energética de las reacciones nucleares ayude a mantener el desarrollo mundial, haciendo posible la incorporación de los grupos marginados a los sistemas de vida modernos que, dado el número de personas involucradas, no son viables sin energéticos.

Debe tenerse presente que el éxito mundial de la energía nucleoeeléctrica se ha debido al rigor y al profesionalismo con los que se plantean y ejecutan todas las actividades vinculadas con ella.

Si se aceptan los argumentos enunciados antes, México optará por un programa nucleoeeléctrico porque sin él, las posibilidades de ampliar su base energética serán mínimas y, a medida que se incremente la producción de hidrocarburos se comprometerá la viabilidad económica del país en el largo plazo.

Por tanto, México no puede darse el lujo de prescindir de la nucleoelectricidad. La necesidad de la diversificación energética, reconocida por todos, conduce a un Programa Nucleoeeléctrico para garantizar la disponibilidad futura de energía, inicialmente como complemento del carbón y la hidroelectricidad,

pero ejecutado de tal manera que se llegue al siglo próximo con una sólida base nacional, en todos los aspectos de la industria nuclear-eléctrica.

La capacidad de 20,000 MWe aunque pudiera ser exagerada, la realidad es que sería la mínima necesaria para evitar una dependencia creciente frente a los hidrocarburos.

## II. CICLOS DE COMBUSTIBLE



## CAPITULO II =====

### "CICLOS DE COMBUSTIBLE"

A diferencia de los combustibles fósiles convencionales, los elementos fisiónables, uranio y plutonio, empleados como combustible nuclear para la generación de electricidad, deben sufrir diversas transformaciones, tanto antes de utilizarse en un reactor nuclear como después de ser utilizado parcialmente en éste.

A esta serie de transformaciones que sufre el combustible nuclear, desde la evaluación geológica de la zona, donde se supone hay yacimientos uraníferos, hasta su tratamiento posterior después de haber sido utilizado en un reactor, se le llama ciclo de combustible nuclear. Por lo tanto, el ciclo de combustible nuclear comprende todas aquellas operaciones que intervienen en la extracción y concentración del uranio o torio, conversión a la forma química deseada, enriquecimiento isotópico cuando así se requiera, fabricación de elementos combustibles, irradiación, almacenamiento de combustible irradiado, reprocesamiento y almacenamiento de materiales de desecho del combustible nuclear.

Actualmente existen dos tipos de ciclos de combustible nuclear de interés comercial, a mediano y largo plazo para el país, asociados al tipo de reactor que se pretenda utilizar:

- el ciclo de combustible para uranio natural, asociado a los reactores moderados y enfriados con agua pesada, de origen canadiense llamados CANDU.
  
- el ciclo de combustible para uranio enriquecido asociado a los reactores moderados y enfriados con agua natural, conocidos como PWR y BWR.

### Componentes de los ciclos

La Fig. 2.1 muestra en detalle el ciclo de combustible para uranio enriquecido, el cual puede ser cerrado o abierto, dependiendo de si se lleva a cabo el reprocesamiento. También muestra, si el combustible se reprocesa, la opción de retroalimentar en el combustible de recarga, el plutonio recuperado o en caso contrario almacenarlo para utilizarlo posteriormente en reactores avanzados. La Fig. 2.2 muestra el ciclo de combustible abierto para uranio natural. Dentro de los requerimientos del reactor CANDU, se debe contemplar la producción de agua pesada, que aunque no es parte del ciclo, es un elemento esencial para la factibilidad del ciclo de uranio natural.

### Fuentes de obtención del material fisiónable

Las fuentes de obtención de los elementos fisionables, uranio-233, uranio -235, plutonio-239 y plutonio-241, son el uranio natural y el torio.

El uranio natural se encuentra ampliamente distribuido en la naturaleza y en la corteza terrestre se haya en una proporción de 4 ppm en promedio (6) . Hay yacimientos de uranio económicamente factibles de beneficiar aunque la mayoría de ellos son de tan baja calidad que no resulta costeable el beneficio del mineral.

Con respecto al torio se estima que se encuentra contenido en la corteza terrestre de 10 a 15 ppm. Sin embargo, el único mineral de mayor importancia económica es la monacita, aunque existen otros como la torita (7).

FIGURA 2-3  
CICLO DEL COMPORTAMIENTO PARA UN REACTOR DE INVESTIGACION

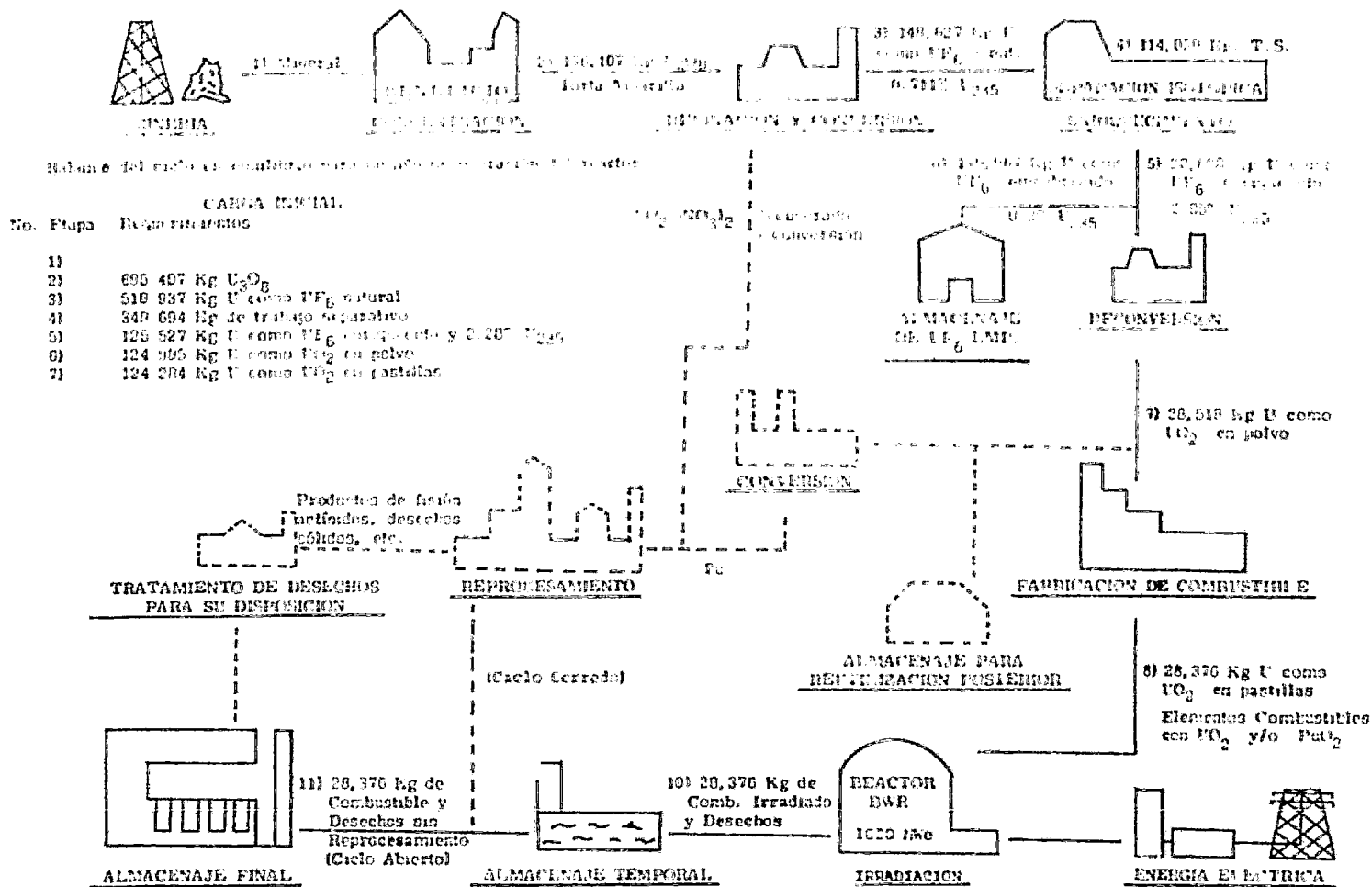
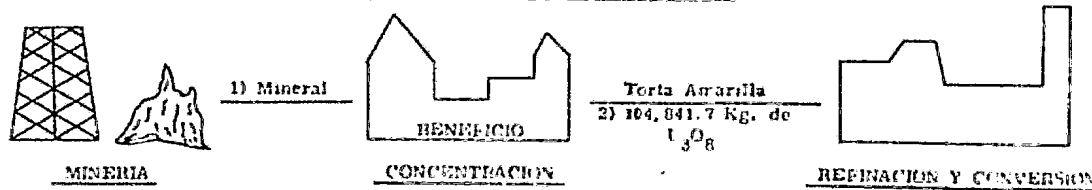
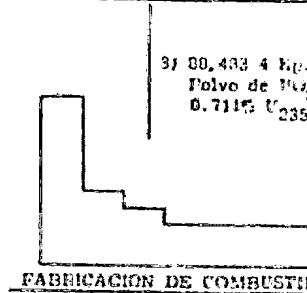


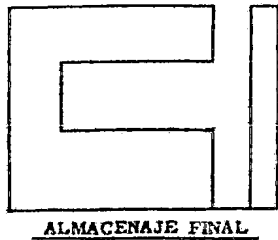
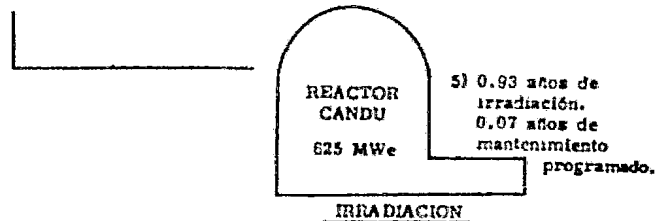
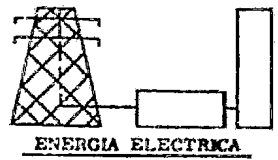
FIGURA 2.2  
CICLO DE COMBUSTIBLE PARA URANIO NATURAL\*



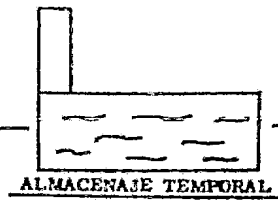
\* Balance del Ciclo en Equilibrio para un año de operación del Reactor.



No. Etapa	REQUERIMIENTOS
1)	
2)	100 450 Kg $U_3O_8$
3)	84 702 kg U como $UO_2$
4)	84 360 Kg U como $UO_2$ y 0.711% de $U_{235}$



(Ciclo Abierto)  
 7) 88,041.7 Kg. de Combustible y desechos sin reprocesamiento



## 2.1 CICLO DE COMBUSTIBLE URANIO NATURAL

### 2.1.1 EXTRACCION

La extracción comprende las operaciones de exploración y minería.

#### - Exploración

El objetivo básico de la exploración es encontrar, demostrar la existencia y caracterizar los yacimientos de uranio que sean económicamente factibles de explotar con las técnicas actuales.

La etapa comienza con la evaluación geológica de la zona, donde se supone existen yacimientos uraníferos, seguida de una fase de reconocimiento por radiometría aérea. A continuación, se realiza un reconocimiento terrestre donde se utilizan métodos geofísicos que incluyen herramientas como detectores de radiación gamma.

Se continúa con una fase de prospección, donde se definen bien las zonas que tengan características ligadas a los minerales radiactivos, empleando métodos geoquímicos que se basan en detectar trazas de uranio o de elementos que tengan parentesco con él.

Una vez que se tiene el indicio de la existencia de un yacimiento, se procede a comprobarlo y a caracterizarlo, utilizando equipo de perforación. Esta última fase es la más costosa, pues hay que hacer muchas perforaciones para determinar las dimensiones del yacimiento y con las muestras obtenidas medir la concentración de uranio.

Después de que se han explorado y cuantificado los yacimientos y estos revelan que la explotación es factible, se procede a lo que propiamente es la extracción.

### - Minería

La extracción de los minerales de uranio se lleva a cabo empleando las técnicas normales de minería, a excepción de que se deben tener cuidados más escrupulosos debido a la radiación, especialmente cuando los trabajos de minería se realizan por túnel, donde se debe tener muy buena ventilación para reducir al mínimo la respiración de polvos y gas radiactivo.

#### 2.1.2 CONCENTRACION

La concentración consiste en separar el uranio de casi todos los componentes no uraníferos que lo acompañan en la naturaleza, incrementando el contenido de óxido de uranio desde unas cuantas décimas por ciento en el mineral a un 85 a 95% en el concentrado.

Esta etapa de concentración se lleva a cabo en las proximidades de la mina, para evitar un alto costo del combustible al transportar todo el material no uranífero.

Debido a la gran variedad de fuentes naturales de uranio, se siguen diversos procesos para la concentración, aunque ciertos métodos metalúrgicos convencionales están presentes en todos los procedimientos, tales como: molienda, tamizado, filtrado, etc., pudiendo realizar la concentración, ya sea, por gravedad, por flotación pero

principalmente por lixiviación química, que puede ser con ácido sulfúrico o con solución de carbonato, dependiendo de la naturaleza del mineral y de la ganga, que es el material no uranífero.

Durante la lixiviación, independientemente del método que se siga, el uranio queda en solución líquida, de donde puede ser recuperado de los licores ácidos o alcalinos por medio de precipitación, extracción con solventes o intercambio iónico, efectuando posteriormente una filtración y secado para obtener el concentrado de uranio, que contiene entre el 85 al 95% de compuestos de uranio y que se le conoce comunmente con el nombre de torta amarilla.

### 2.1.3 REFINACION Y CONVERSION

La refinación y conversión consiste en remover el resto de contaminantes no uraníferos de los concentrados obtenidos en la etapa anterior y producir una forma química de uranio ya pura, respectivamente.

A los concentrados de uranio, como primer paso en el proceso de refinación se les disuelve en ácido nítrico. La disolución es rápida y sólo queda un pequeño residuo sólido, produciéndose una solución acuosa de nitrato de uranilo con cantidades variables de nitratos metálicos y exceso de ácido nítrico.

El siguiente paso es separar el nitrato de uranilo de las impurezas presentes, por extracción con solventes, utilizando para esto fosfato de tributilo en un hidrocarburo inerte como solvente, y a través de varias etapas de extracción, obtener finalmente del extracto orgánico, el nitrato de uranilo hexahidratado puro.

El nitrato de uranilo hexahidratado (NUH), se puede convertir a  $UO_3$  por dos métodos. En el primero, se efectúa una concentración de la solución de NUH evaporándola hasta obtener un líquido con la composición aproximada al hexahidrato y después se realiza una descomposición térmica entre 400 y 500°C.

En el segundo método el NUH se neutraliza con amoníaco gaseoso para precipitar diuranato de amonio. Este último se filtra, se seca y se calcina para eliminar el amoníaco y formar el  $UO_3$ .

El  $UO_3$  es reducido a  $UO_2$  en una atmósfera de hidrógeno, a través de dos camas fluidizadas, en donde los sólidos y los gases fluyen a contracorriente y a alta temperatura, 770°C, para obtener un polvo negro de  $UO_2$  denso.

#### 2.1.4 FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

La conversión a la forma química de  $UO_2$ , es la que se usa con mayor frecuencia y puede considerarse como el combustible típico en este tipo de reactores.

El polvo de  $UO_2$  obtenido en la etapa anterior, se transforma en pastillas por un proceso de prensado en frío y sinterización, que es un horneado entre 1300 a 2000°C. Las pastillas se rectifican para darles la dimensión exacta y se introducen en el material de envainado, que son tubos de zircaloy, una aleación de zirconio con pequeñas cantidades de estaño, hierro, cromo y níquel. Este material de envainado protege contra la corrosión o erosión al combustible, confina a los productos de fisión y da integridad geométrica al elemento combustible. Los tubos de zircaloy de aproximadamente 50 cm. de longitud, se tapan por ambos extremos, con lo cual queda terminada una barra



de combustible, y al unir varias de estas últimas con una placa estructural a ambos lados, se forma un elemento combustible listo para ir al reactor.

#### 2.1.5 IRRADIACION Y REPROCESAMIENTO

Los elementos combustibles fabricados son colocados dentro del reactor y se procede a irradiarlos en las centrales CANDU para transformar la energía nuclear a energía eléctrica.

Al finalizar la irradiación dentro del reactor, el combustible contiene del orden de 0.2% de uranio-235 como remanente y una cierta cantidad de alrededor de 0.3% de plutonio fisionable, es decir, el combustible en las centrales CANDU se irradia casi completamente y como su contenido isotópico de uranio-235 es inferior al natural, con las tecnologías actuales, aunque técnicamente es posible el reprocesamiento, económicamente no lo es. En cambio, en las centrales que utilizan uranio enriquecido, bajo ciertas circunstancias, podría ser económicamente factible el reprocesamiento, por lo que esta etapa se explicará más adelante.

#### 2.1.6 ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

Durante la etapa de irradiación, se forman también los llamados productos de fisión, que son altamente radiactivos. Al finalizar la irradiación del combustible, éste se almacena en "albercas" expresamente construídas dentro de la planta durante períodos que se pueden prolongar hasta varios años y finalmente se mandan a almacenamiento final en algún sitio seguro, tal como son los depósitos de sal o estructuras geológicas profundas y estables. Con esta operación ter

mina el ciclo de uranio natural y a continuación se describirán los procesos de fabricación del agua pesada, para posteriormente describir las etapas correspondientes para el ciclo de uranio enriquecido.

## 2.2 FABRICACION DE AGUA PESADA

El agua enriquecida o comunmente llamada agua pesada, es similar al agua ordinaria, sólo que, el agua pesada ha sido enriquecida isotópicamente con dos átomos de deuterio, reemplazando los dos átomos de hidrógeno que componen al agua natural.

Comunmente, el término hidrógeno se refiere a la mezcla encontrada en forma natural de sus isótopos, estos son: Protio H-1, deuterio D-2, y tritio T-3.

El deuterio, cuyo símbolo químico es "D" es el isótopo del hidrógeno de masa atómica dos.

Aunque los volúmenes moleculares del agua ordinaria  $H_2O$ , y el agua pesada  $D_2O$ , son muy parecidos y sus pesos moleculares son 18 y 20 respectivamente, el agua pesada tiene una densidad 10% mayor que el agua ordinaria.

La relación de la presencia de deuterio en la naturaleza es usualmente de 6,000 a 9,000 átomos de hidrógeno por átomo de deuterio. A estas bajas concentraciones, las especies que contienen deuterio se encuentran invariablemente en la forma de molécula monodeuterada, así, en el agua natural el deuterio esta presente como  $HDO$ .

La producción de agua pesada requiere separar las moléculas que se encuentran deuteradas, de las que no lo estan, y convertirlas por enriquecimiento isotópico a la forma completamente deuterada, esto es,  $D_2O$ .

Aunque el deuterio y el hidrógeno muestran en sus compuestos solamente pequeñas diferencias en sus propiedades físicas, existe una gran diferencia en sus propiedades nucleares, la más importante es que la sección transversal de captura de neutrones del deuterio, es mucho más pequeña que la del hidrógeno. Esto hace, que el agua pesada sea un excelente moderador para emplearse en reactores nucleares, ya que tiene la capacidad de frenar los neutrones con una baja tendencia a capturarlos.

El agua pesada, por tanto, es utilizada comúnmente como material moderador y de enfriamiento en reactores que utilizan uranio natural.

Durante su función en el reactor, el agua pesada no es consumida, aunque ocurren pequeñas pérdidas que deben ser reemplazadas y representan abajo del 1% del inventario anual del reactor.

La carga inicial de agua pesada para un reactor CANDU es aproximadamente de 0.8 toneladas por MWe de capacidad instalada.

### 2.2.1 FUENTES DE OBTENCION DE DEUTERIO

Dentro de las principales fuentes de obtención de deuterio se encuentran: los océanos que representan un suministro inagotable, el agua de los ríos, lagos, los hidrocarburos, etc.

La concentración de deuterio en algunos sitios en la naturaleza se muestra en la Tabla 2.1.

T A B L A 2.1FUENTES DE OBTENCION DE DEUTERIO (13)

F U E N T E	P R O P O R C I O N *
Oceános	155 X 10 <sup>-6</sup> - 160 X 10 <sup>-6</sup>
Regiones Templadas de lagos y ríos	130 X 10 <sup>-6</sup> - 150 X 10 <sup>-6**</sup>
Regiones Polares	130 X 10 <sup>-6</sup>
Petróleo y Gas Natural	100 X 10 <sup>-6</sup> - 140 X 10 <sup>-6</sup>

\* Expresada como fracción de átomos D/D + H

\*\* En regiones cercanas al oceáno es de 150 X 10<sup>-6</sup>.

La variación de la concentración de deuterio en el agua, tanto de mar como dulce, se debe a cambios geográficos y estacionales. Ambas variaciones están gobernadas por procesos naturales de evaporación, condensación y cristalización, que ocurren en el ciclo hidrológico y movimientos del aire y agua, así como por la topografía y proximidad al océano.

En la práctica, el agua dulce es utilizada en las plantas de obtención de agua pesada, debido a que los problemas de corrosión son menos severos, que si se utiliza agua de mar.

En el petróleo crudo y gas natural, la concentración de deuterio no ha sido medida exactamente, sin embargo, en la Tabla 2.1 se muestra un estimado de la variación de la concentración en los hidrocarburos.

A la fecha, no ha sido probado ningún proceso comercial de extracción de deuterio directamente de los hidrocarburos, aunque estos presentan gran interés por el hecho, de que a partir de ellos se puede producir hidrógeno, que es una fuente potencialmente atractiva de deuterio. Aún así, cabe mencionar que el hidrógeno solamente es una fuente económicamente atractiva de deuterio, si el costo de producción del hidrógeno, puede ser sumado al de otra operación conjunta a la del agua pesada, por ejemplo: la producción de amoníaco. Ya que, aunque existe una gran cantidad de hidrógeno disponible, éste es diversamente distribuido y sólo es económicamente factible una pequeña porción de hidrógeno como fuente de deuterio, por lo que la disponibilidad del hidrógeno es un obstáculo grande en la extracción a gran escala del deuterio.

En todos los procesos de producción de agua pesada, se refleja el hecho de que la concentración de deuterio es baja

en todos los posibles materiales empleados. Además, las propiedades físicas del deuterio y protio son tan similares, que se requieren gran cantidad de elementos separativos en serie y cantidades muy grandes de material. Como consecuencia, las plantas de agua pesada en relación a la mayoría de las otras plantas químicas necesitan más capital y energía.

### 2.2.2 PROCESOS DE PRODUCCION DE AGUA PESADA

Existen diversos procesos para la producción de agua pesada, aunque sólo algunos han sido empleados comercialmente, entre estos últimos se tiene principalmente:

- Proceso de destilación de agua-hidrógeno
- Proceso de electrólisis de agua
- Proceso de intercambio químico

Siendo el último tipo de proceso el más importante, y particularmente el llamado GS, el cual ha producido la mayor parte del agua pesada extraída en el mundo hasta ahora. Por lo que su descripción se hace a continuación:

#### PROCESO GIRDLER-SULFURO

Es un proceso de intercambio químico bitérmico entre el sulfuro de hidrógeno y el agua,  $H_2S - H_2O$ . Este proceso combina un factor de separación adecuado con un requerimiento moderado de energía. El intercambio de deuterio entre el sulfuro de hidrógeno y el agua, es aniónico y rápido.

En este proceso se pueden lograr eficiencias de etapa en un rango de 50 a 70% sin uso de catalizador y se utiliza equipo convencional de contacto como son torres de platos perforados.

La Fig. 2.3 muestra el diagrama de flujo simplificado del proceso. En esta figura, las columnas de contacto, caliente y fría, contienen un gran número de platos perforados, a través de los cuales fluye el agua por la parte superior hacia abajo y el sul furo de hidrógeno de la parte inferior hacia arriba. Cada contacto gas-líquido, permite transferir el deuterio de una especie molecular a otra. En la columna fría, la transferencia se hace del gas al líquido y en la columna caliente la transferencia se realiza del líquido al gas. El sul furo de hidrógeno circula en un circuito cerrado a contracorriente al flujo de agua líquida.

El cambio en la dirección de la transferencia de deuterio, eleva la concentración del mismo, estando el punto máximo de enriquecimiento en la base de la torre fría, desde donde se manda una corriente de alimentación a una segunda etapa de la cascada de enriquecimiento. La mayoría de las plantas tienen cascadas de 3 etapas aunque algunas presentan solamente dos.

Una corriente de agua pesada con una concentración del 5-20% en peso, es separada de la etapa final de enriquecimiento de temperatura dual y es alimentada a una unidad de destilación al vacío, donde la concentra hasta un grado en que pueda ser utilizada en el reactor.

El proceso de destilación al vacío se utiliza en este paso debido a su simplicidad y confiabilidad para obtener el producto altamente enriquecido.



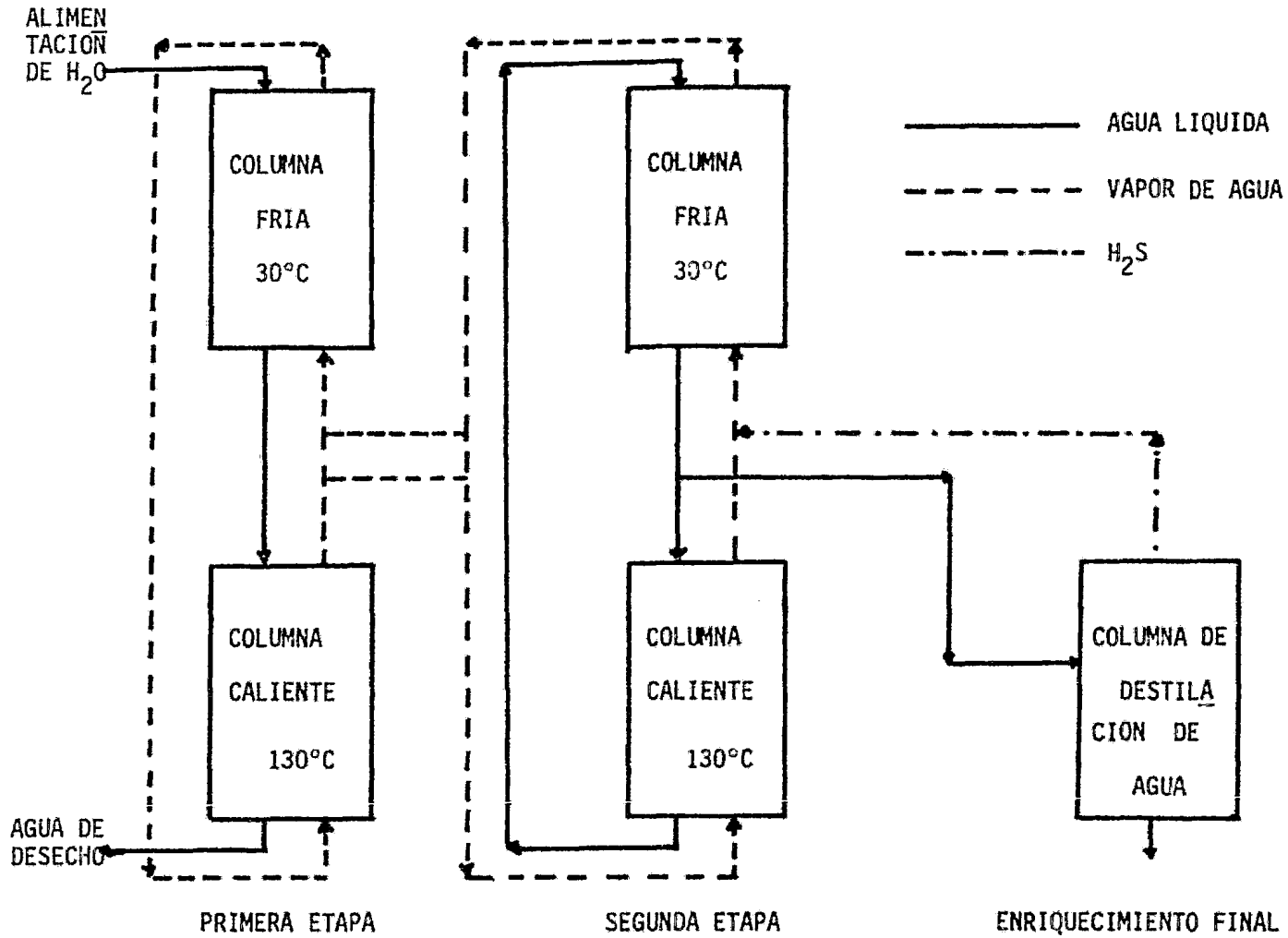


DIAGRAMA DE FLUJO SIMPLIFICADO DEL PROCESO GS

FIGURA 2.3

Cerca del 20% del deuterio es removido del agua que es procesada y el efluente es pasado a través de una torre de absorción para remover el sulfuro de hidrógeno de éste, antes de que sea retornado al lago o río.

El proceso GS tiene un número de ventajas sobre otros procesos:

- Se trabaja solamente a temperatura y presión moderadas.
- Su química es relativamente simple.
- No se requieren convertidores de fase ni catalizadores, y hay solamente dos fluidos trabajando, agua y  $H_2S$ .
- El intercambio es rápido, facilitando que sea usado equipo convencional de contacto gas-líquido.
- El proceso está probado en pequeña y gran escala, y se ha acumulado una gran experiencia operativa.
- Este proceso ha sido demostrado comercialmente para una producción a gran escala.

Existen otros procesos para la producción de agua pesada, tales como el proceso amoníaco-hidrógeno, destilación de agua, destilación de hidrógeno, electrólisis de agua, proceso hidrógeno-metilamina, intercambio  $H_2 - H_2O$ , intercambio  $H_2 - H_2O$  a temperatura dual, el proceso Gulf y excitación fotoquímica selectiva. Algunos de estos procesos se comentan en el Apéndice II.

## 2.3 CICLO DE COMBUSTIBLE PARA URANIO ENRIQUECIDO

Este ciclo de combustible se conforma de etapas que son análogas a las que comprende el ciclo de combustible del uranio natural, y solamente se diferencia por las etapas adicionales de producción de  $UF_6$ , enriquecimiento isotópico del uranio y en la re conversión a la forma química deseada, ya que, a estos reactores de agua natural se les debe alimentar con uranio enriquecido, el cual con tiene un porcentaje más alto de material fisionable U-235 del que está presente en el uranio natural.

### 2.3.1 EXTRACCION Y CONCENTRACION

Cabe mencionar, que las etapas de extracción y concentración son independientes del ciclo que se trate, por lo tanto, la descripción de estas etapas se pueden consultar en el ciclo de uranio natural, donde ya fueron explicadas.

### 2.3.2 REFINACION Y CONVERSION

Los concentrados obtenidos en la etapa anterior son embarcados a la planta de refinación, en donde se remueven el resto de los componentes no uraníferos. Los concentrados son convertidos a hexafluoruro de uranio, el cual es el gas de alimentación en los procesos de difusión gaseosa y/o centrifugación gaseosa, para su enriquecimiento isotópico.

En este ciclo, se pueden seguir dos posibles procesos de refinación: El primero consiste en purificar los concentrados por extracción con solventes y después convertirlos a la forma

química deseada, en este caso a hexafluoruro de uranio. El segundo método consiste en convertir los concentrados directamente a hexafluoruro impuro y después purificarlo. Describiremos brevemente a continuación cada uno de ellos.

En el primer proceso, de igual forma que en el ciclo anterior, se obtiene una solución acuosa de nitrato de uranio hexahidratado (NUH) puro, por medio de una extracción con solventes. Esta solución de NUH es convertida a  $UO_3$ , y este último se reduce a  $UO_2$  en una atmósfera de hidrógeno proveniente de gas pirolizado de amonio a  $590^{\circ}C$ . El  $UO_2$  se hace reaccionar con fluoruro de hidrógeno y se obtiene el  $UF_4$ . Posteriormente, el  $UF_4$  se hace reaccionar con flúor para convertirlo a  $UF_6$ , el cual producido de esta manera es excepcionalmente puro.

En el segundo proceso, los concentrados son reducidos con una corriente de hidrógeno a  $UO_2$  impuro. A continuación, por medio de una reacción de hidrofluorinación, el  $UO_2$  se convierte a  $UF_4$  que al hacerlo reaccionar con flúor se obtiene el  $UF_6$  impuro. Este  $UF_6$  es purificado por medio de una destilación fraccionada.

La ventaja de este segundo proceso sobre el primero, es un menor número de etapas, pero su desventaja es la dificultad en el manejo de grandes cantidades de  $UF_6$  impuro y no poder obtener  $UO_2$  o  $UF_4$  puro.

### 2.3.3 ENRIQUECIMIENTO ISOTOPICO DEL URANIO

El uranio que se encuentra en la naturaleza contiene el 99.274% del isótopo U-238, el 0.7205% del isótopo U-235 y 0.0056% del isótopo U-234, expresados como átomo por ciento. (6)

Como ya se mencionó, a los reactores moderados y enfriados con agua natural, se les debe alimentar con uranio enriquecido en el isótopo fisionable U-235 en una proporción de 2 a 3%, por lo que se hace necesario procesarlo para realizar el enriquecimiento. Hasta ahora, existen dos procesos a escala comercial para el enriquecimiento del uranio: la difusión gaseosa y la centrifugación gaseosa.

La difusión gaseosa es un método de separación isotópica, en donde, una mezcla gaseosa se hace pasar a través de una membrana porosa. El proceso consiste, en que las moléculas de menor peso molecular atravesarán más rápidamente la membrana que las de mayor peso molecular, por lo que, a través de pasos consecutivos el isótopo más ligero U-235, se va separando y paulatinamente se va enriqueciendo el gas, hasta el grado deseado.

La centrifugación gaseosa se basa en hacer girar un cilindro conteniendo  $UF_6$  gaseoso, esta operación hace que las moléculas pesadas tiendan a irse a la periferia debido a la fuerza centrífuga, mientras que las moléculas ligeras se desplazan al centro. Por lo que el gas que se encuentra en el centro estará ligeramente enriquecido de U-235. Al repetir esta operación continuamente, se logrará el nivel deseado de enriquecimiento.

#### 2.3.4 CONVERSION DE $UF_6$ A $UO_2$

El  $UF_6$  enriquecido es transportado a la planta de reconversión en cilindros monel. El monel es una aleación de níquel (70%), cobre (28%) y fierro (2%), caracterizada por su resistencia a la corrosión. Estos cilindros son de diferentes tamaños según sea el contenido de U-235, a fin de diferenciar el contenido de este último que no puede ser medido por medios químicos. Existen 3 procesos para convertir el  $UF_6$  a  $UO_2$ .

El primer proceso consiste en reducir el  $UF_6$  en fase gaseosa con hidrógeno a  $UF_4$ , y este último es hidrolizado con vapor, con lo cual se obtiene  $UO_2$ .

El segundo proceso consiste en hidrolizar el  $UF_6$  a  $UO_2F_2$  y, posteriormente, se le añade amonio para precipitar diuranato de amonio, al que se reduce con una corriente de hidrógeno a  $UO_2$ .

El tercer proceso consiste en alimentar las corrientes de  $UF_4$ ,  $CO_2$  y  $NH_3$ , en forma intermitente, en agua desmineralizada por medio de la cual se precipita el carbonato de uranilo de amonio, y éste es convertido a  $UO_2$  poniéndolo en contacto con vapor e hidrógeno.

El  $UF_6$  se puede también convertir a otra forma química utilizada como combustible nuclear.

### 2.3.5 FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Al igual que el ciclo para el uranio natural, el polvo de  $UO_2$  es comprimido en pastillas, a las cuales se les sinteriza y rectifica el tamaño y son cargadas en los tubos de zircaloy, que se cierran con tapones soldados en los extremos. Estas varillas son montadas en haces que constituyen los elementos combustibles que se insertan en el reactor.

### 2.3.6 IRRADIACION

Los elementos combustibles fabricados con uranio enriquecido se insertan en el reactor para transformar la energía nuclear a energía eléctrica. La longitud del tiempo en la que el com-

bustible se puede utilizar en el reactor antes de que se deba descargar, depende de las características del reactor, la composición inicial del combustible, el flujo de neutrones al que está expuesto, y la manera en que el combustible y los elementos de control son manejados en el reactor.

### 2.3.7 REPROCESAMIENTO

Cuando el combustible se descarga del reactor, contiene cantidades sustanciales de material fértil como el uranio-238 o el torio, y de material fisiónable como el U-235, el Pu-239 y el Pu-241. En el caso de los reactores de agua natural, bajo ciertas circunstancias, estas cantidades pueden ser suficientemente apreciables como para llevar a cabo el reprocesamiento, siempre y cuando este sea costeable.

Entre los principales objetivos de llevar a cabo el reprocesamiento, se encuentran el de recuperar el uranio y el plutonio fisiónables, ya que la descarga de los elementos combustibles se debe efectuar mucho antes de que se consuma totalmente el U-235 y porque al ser bombardeado el U-238 con neutrones se convierte en Pu-239 fisiónable.

Otro objetivo, es el de remover los productos de fisión formados durante la irradiación, ya que al irse acumulando estos productos de fisión ocasionan una disminución en la reactividad del reactor y una deformación física de los elementos combustibles expuestos a la radiación procedente de los productos de fisión, además es conveniente en algunos casos recuperar aquellos productos de fisión, con alguna aplicación comercial o científica.

Finalmente, otra razón para reprocesar el combustible es convertir los productos de fisión sin ninguna aplicación a formas apropiadas para su almacenamiento final.

Existen diversos métodos para llevar a cabo cada una de las fases, que comprende el reprocesamiento. Los métodos que se utilizan, deberán estar en función de la naturaleza del elemento combustible y del tratamiento al que se someterá el material recuperado.

El reprocesamiento comprende propiamente 3 fases principales:

El almacenaje temporal o desactivación, en que los productos de fisión son intensamente radiactivos y su manejo se hace sumamente difícil. Por esto, antes de reprocesar el combustible irradiado, es mantenido en piscinas de almacenaje construídas en el sitio del reactor por 100 días para permitir que su reactividad decaiga.

El tratamiento de preparación para la extracción, donde posteriormente a la desactivación, el combustible es embarcado a la planta de reprocesamiento en recipientes blindados para proteger al personal y al público de las radiaciones de los productos de fisión.

Las subsecuentes operaciones se realizan en su mayor parte a control remoto y bajo una protección muy rigurosa. El tratamiento de preparación, lo podemos clasificar en: retiro de la vaina por medios mecánicos y/o químicos, disolución completa del elemento combustible.

La separación o extracción, puede llevarse a cabo por varios métodos, tales como: volatilización y destilación del hexafluoruro de uranio, métodos de disolución no acuosa, métodos pirometalúrgicos y piroquímicos, y procesos de disolución acuosa.



Dentro de estos últimos, el proceso Purex es el más comunmente utilizado y , básicamente, es una extracción con fosfato de tributilo, en un hidrocarburo inerte como solvente, del nitrato de uranio y plutonio tetravalentes en una disolución acuosa conteniendo ácido nítrico. El proceso se lleva a cabo en varios ciclos de extracción; en el primero se separan la mayor parte de los productos de fisión, en el segundo ciclo se separa el plutonio que queda en forma de soluciones concentradas, listas para transformarse a otros productos, según sea el uso que se desee darles. Y en el tercer ciclo se separa el uranio que queda también en forma de soluciones concentradas listas para transformarse a la forma química deseada.

#### 2.3.8 ALMACENAMIENTO DE DESECHOS

El almacenamiento de los desechos consiste en que finalmente, para completar el ciclo, los productos de fisión que no tienen ninguna aplicación científica o comercial, se almacenan en tanques especiales y se mandan al igual que en el ciclo de uranio natural, a estructuras geológicas estables o depósitos de sal para el almacenaje final.

NOTA.- Una descripción más detallada de los ciclos de combustible y producción de agua pesada, expuestos en este capítulo, se encuentra en el Apéndice 2.

III. DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS

## "CAPITULO I'I"

### "DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS"

La presente sección, la iniciaremos con una breve introducción basada en el capítulo 1, que nos conduzca finalmente, a exponer las bases generales que fueron consideradas para el desarrollo de este capítulo.

#### INTRODUCCION

Conforme a lo expuesto en el capítulo 1, se tiene que para poder cumplir con el compromiso nacional de llevar al país a un nivel socioeconómico más equilibrado, que atienda las necesidades crecientes de la población e impulsen un desarrollo armónico e independiente del país, se presenta la necesidad de elaborar diversos planes de desarrollo que confieran un rango de primer orden a la utilización racional y el aprovechamiento de los recursos energéticos disponibles de la nación.

Para alcanzar las metas del compromiso a que se ha hecho referencia, resulta indispensable acrecentar la duración de las reservas de hidrocarburos e implantar una estructura de producción y consumo de energía que facilite la transición gradual y ordenada hacia una nueva era energética. Lo cual, implica modular la producción de energéticos, racionalizar su demanda y hacer un esfuerzo considerable por diversificar las fuentes de energía para evitar un aumento en la dependencia frente a los hidrocarburos.

Dentro del marco tecnológico actual, las mayores oportunidades de diversificación, se presentan en la generación de electricidad.

De acuerdo a las hipótesis presentadas en el capítulo 1, al inicio de la sección 1.2, Comisión Federal de Electricidad ha estudiado las posibilidades de incrementar la participación de energéticos distintos a los hidrocarburos en la generación de electricidad, en estos estudios, se contempló el desarrollo de un programa nucleoelectrico.

### PROGRAMA NUCLEOELECTRICO

El Programa Nucleoelectrico que proponemos, es un proyecto que contribuirá a satisfacer las metas de diversificación de energéticos, teniendo como meta alcanzar 20,000 MWe instalados en un periodo de 10 años, comprendido entre el año inicial  $t_0$  y el año de referencia  $t_f$ , en donde, es muy probable que  $t_0$  se sitúe de 1995 en adelante.

### BASES GENERALES

Para desarrollar los cálculos y obtener la demanda de materiales y servicios impuestos por un Programa Nucleoelectrico. Ya que se están considerando dos tipos de ciclos de combustible, se establecerán dos programas nucleoelectricos de acuerdo al reactor de que se trate y bajo las siguientes bases:

- Se consideró alcanzar una capacidad nucleoelectrica instalada, de acuerdo al programa presentado más adelante, bajo la siguiente premisa:

- \* Comisión Federal de Electricidad propuso un programa de referencia con capacidades instaladas para los años 2000, 2005 y 2010, ante la imposibilidad de poder alcanzar esas metas y basados en las hipótesis presentadas en el capítulo 1, consideraremos que las metas de capacidad instalada se alcanzan, pero deslizadas en el tiempo de la siguiente manera:

<u>A ñ O</u>	<u>CAPACIDAD INSTALADA</u>
$t_f$	20,000 MWe
$t_f + 5$	41,000 MWe
$t_f + 10$	67,000 MWe

En donde  $t_f$  es el año de referencia, al que se planea el programa de desarrollo para el sector eléctrico.

- De acuerdo a las bases generales indicadas por Comisión Federal de Electricidad, en el desarrollo de los programas nucleo eléctricos se consideró la instalación de un mínimo de dos y un máximo de cuatro unidades idénticas por central, con una capacidad nominal de 2,300 MWe, admitiendo una potencia para la central comprendida entre 1,800 y 2,600 MWe netos. Las fechas límites para que entren en operación los reactores de la primera central son los primeros tres años a partir de  $t_0$ .
- La instalación de las centrales se hizo por pares de reactores, hasta cumplir con los requerimientos de capacidad instalada en los años propuestos al inicio de estas bases. Además, se desarrollaron los programas de acuerdo al pronóstico de demanda de

energía eléctrica, el cual, genera una curva de tipo exponencial, esto es, con ayuda de una gráfica semilogarítmica. (Figuras 3.1 y 3.2)

- Para el análisis comparativo entre los ciclos se consideró que el período de expansión nucleoelectrónico comprende del año  $t_0$  al año  $t_f$ , período dentro del cual se presentan todos los resultados, aunque, las proyecciones de capacidad instalada se contemplen hasta el año  $t_f + 10$ .
- No se consideró el reciclado del uranio en los cálculos de demandas, por consiguiente, esto significa que no se considera la etapa de reprocesamiento.
- Finalmente, los cálculos de la demanda de materiales y servicios requeridos por cada ciclo de combustible, se realizaron con las bases antes expuestas, con los programas nucleoelectrónicos que hemos desarrollado y que se muestran en las tablas 3.2 y 3.9, con los requerimientos unitarios de materiales y servicios consignados en las tablas 3.3 y 3.10, proporcionados conforme al reactor de referencia de los consultores contratados por Comisión Federal de Electricidad, para realizar los estudios de factibilidad. Estos consultores son la compañía canadiense Atomic Energy of Canada Limited (AECL) y la compañía sueca Allmana Svenska Elektriska Aktiebolaget (ASEA-ATOM).

La página siguiente, muestra los resultados comparativos entre el ciclo de uranio natural y el ciclo de uranio enriquecido, en sus demandas de materiales y servicios al año de referencia  $t_f$ .

**"RESULTADOS COMPARATIVOS DE DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS"**

=====

( AL AÑO DE REFERENCIA T<sub>F</sub> )

<u>D E M A N D A S</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>		<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>	
	<u>( Ton. )</u>		<u>( Ton. )</u>	
	<u>A. N. U. A. L.</u>	<u>ACUMULADA</u>	<u>A. N. U. A. L.</u>	<u>ACUMULADA</u>
CONCENTRADOS DE URANIO	5,733.931	32.168.133	5,648.193	37,159.838
SERVICIOS DE CONVERSIÓN A UF <sub>6</sub>	-----	-----	5,610.796	31,361.311
SERVICIOS DE ENRIQUECIMIENTO DEL COMBUSTIBLE	-----	-----	3,679,956 TS	18,573.975 TS
SERVICIOS DE CONVERSIÓN A UD <sub>2</sub> POLVO	4,844.378	27,148.898	1,669.989	5,693.226
SERVICIOS DE FABRICACIÓN DE COMBUSTIBLE	4,556.078	24,218.193	1,664.655	5,664.885
ALMACENAMIENTO PROVISIONAL DE COMBUSTIBLE IRRADIADO	2,465.168	9,772.629	340.512	1,163.420
FABRICACIÓN DE AGUA PESADA	3,200.000	21,000.000	-----	-----

### 3.1 CICLOS DE URANIO NATURAL

La demanda de materiales y servicios para este ciclo, esta basada en el reactor de referencia CANDU de 625 MWe de la compañía AECL.

El programa de instalación de reactores, se desarrolló conforme a las bases antes descritas y con ayuda de la Fig. 3.1. Esta figura, esencialmente, se empleó para ajustar el número de reactores que debían ser instalados cada año. La figura 3.1 se construyó de acuerdo a la capacidad instalada requerida, para cubrir la demanda del pronóstico base, la cual exhibe una curva de tipo exponencial.

Los datos para la construcción de la Fig. 3.1, se muestran en la tabla 3.1. En el eje de las abscisas, se grafican los años de  $t_0$  a  $t_f+5$ , y en el eje de las ordenadas, el logaritmo natural del número acumulado de reactores instalados o por consiguiente la capacidad acumulada instalada en MWe.

Como se puede ver, la figura 3.1 presenta un cambio de pendiente del año  $t_f$  al año  $t_f+5$ , esto obedece básicamente al cambio en el índice de crecimiento de la demanda de energía eléctrica durante ese lapso de tiempo.

La tabla 3.2 muestra el programa detallado de instalación de los reactores CANDU. En la parte izquierda de la tabla, se encuentra el año dentro del período de  $t_0$  a  $t_f+5$  y el número de reactores instalados por año. Las siguientes columnas muestran el desglose de la instalación de 18 centrales nucleares que cubren la meta fijada para el año  $t_f+5$ . Se consideró, que cada central cuenta con 4 reactores CANDU. Las dos últimas columnas de la tabla, muestran los MWe instalados cada año y los MWe acumulados al año en curso respectivamente.



A partir de la Tabla 3.2 puede observarse que, para satisfacer la demanda del programa nucleoelectrico se deben instalar 34 reactores CANDU al año de referencia  $t_f$ , y 66 reactores para el año  $t_f + 5$ .

La tabla 3.3 contiene los datos proporcionados por el consultor, y la hemos dividido prácticamente en tres partes:

- La primera corresponde a las condiciones de operación del reactor.
- La segunda corresponde a los requerimientos unitarios de materiales y servicios para el reactor de referencia.
- La tercera y última corresponde a la demanda de almacenaje unitario de materiales irradiados.

De esta Tabla, cabe explicar los siguientes puntos:

- Los datos corresponden a una unidad de referencia de AECL CANDU de 625MWe.
- El ciclo 1 de la primera parte proporciona las condiciones iniciales de operación y el lote 1 de la segunda parte proporciona las cargas iniciales de materiales y servicios.
- A partir del ciclo 13, las condiciones de operación permanecen constantes, lo que significa que el ciclo se encuentra en equilibrio.
- Las cantidades del ciclo en equilibrio, fueron las que se tomaron para realizar los cálculos de recargas en las demandas de materiales y servicios.
- El último renglón de la tabla, muestra las condiciones de operación del reactor y la demanda de materiales y servicios para las recargas, tomando un tiempo base de un año por ciclo.

Entre las razones principales para tomar un año como base para cada ciclo, se encuentran las siguientes:

- Se pretende tomar una base de tiempo para establecer las comparaciones pertinentes entre las demandas de ambos ciclos.
- En este caso, evitar un número abundante de ciclos que dificulten los cálculos.
- El ciclo en equilibrio para el reactor ASEA-ATOM, corresponde a un año exactamente.

Para el caso de la demanda de materiales irradiados:

- El último lote proporciona el dato de descarga total de combustible irradiado al término de la vida útil del reactor.
- Los lotes anteriores muestran las descargas parciales de combustible irradiado, por introducir una recarga de combustible al reactor.
- El último renglón de esta tercera parte muestra las descargas parciales en base a un año de duración del ciclo.

Con el Programa de Instalación de reactores desarrollado, los datos del consultor antes descritos y con la ayuda de un programa almacenado en una calculadora Texas Instruments TL 58C, que se muestra en el Apéndice 3, se preparó la Tabla 3.4 de demanda de materiales, las tablas 3.5 y 3.6 de demandas de servicios y la tabla 3.7 de demanda de material irradiado, cuyos resultados al año de referencia  $t_f$ , se exponen a continuación.

DEMANDAS DEL CICLO DE URANIO NATURAL  
=====

DEMANDAS DE CONCENTRADOS DE URANIO

Los resultados muestran que para el año de referencia  $t_f$ , las necesidades anuales serán de 5,750 Ton. de  $U_3O_8$  y las acumuladas llegan a 32,200 Ton. de  $U_3O_8$ .

DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION A  $UO_2$  POLVO

En esta fase las demandas anuales para el año de referencia  $t_f$ , serán de 4,850 Ton. de uranio y las acumuladas ascienden a 27,200 Ton. de uranio.

DEMANDA DE SERVICIOS DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE A  $UO_2$  PASTILLAS

Para esta etapa, al año de referencia  $t_f$ , las demandas anuales serán de 4,550 Ton. de uranio y las acumuladas alcanzan 24,200 Ton. de uranio.

ALMACENAMIENTO PROVISIONAL DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

Se generan cantidades significativas de elementos irradiados que habría que almacenar en forma provisional. En este caso sólo presentan interés las cantidades acumuladas que para el año de referencia  $t_f$  ascienden a 9,800 Ton. de material pesado y productos de fisión (MP + PF).

### 3.2 CICLO DE COMBUSTIBLE DE URANIO ENRIQUECIDO

Los datos de demanda de materiales y servicios de este ciclo, estan basados en el reactor de referencia ASEA-ATOM BWR 75 de 1,020 MWe de capacidad.

Al igual que para el ciclo de uranio natural, el programa de instalación de reactores se desarrolló conforme a las bases generales y con ayuda de la Fig. 3.2, que nos sirvió para ajustar el número de reactores que deben instalarse cada año. La tabla 3.8 muestra los datos con los que se construyó la Fig. 3.2.

La tabla 3.9 muestra el programa detallado de instalación de los reactores BWR de ASEA-ATOM, al igual que en los reactores CANDU, las dos primeras columnas muestran el año del período de  $t_0$  a  $t_f + 5$  y el número de reactores instalados cada año respectivamente. Las siguientes columnas muestran el desglose de la instalación de 20 centrales, donde se consideraron 2 unidades por cada central, por último, se muestran los MWe instalados por año y los MWe acumulados al año en curso respectivamente.

Para satisfacer la demanda del programa nucleoelectrónico se obtiene, que deben haber instaladas 20 unidades en el año de referencia  $t_f$  y para el año  $t_f + 5$ , 40 unidades.

La tabla 3.10 contiene los datos proporcionados por el consultor y puede dividirse también en tres partes:

- La correspondiente a las condiciones de operación del reactor.
- La correspondiente a las demandas unitarias de materiales y servicios.

- La correspondiente a las demandas de almacenamiento unitarias de material irradiado.

De la tabla 3.10, cabe explicar los siguientes puntos:

- Los datos corresponden a una unidad de referencia de ASEA-ATOM 75 de 1,020 MWe.
- El ciclo 1 de la primera parte proporciona las condiciones iniciales de operación del reactor.
- En la segunda parte se muestra que la carga inicial para este reactor se adquiere en los dos primeros lotes cuya diferencia básica es el grado de enriquecimiento.
- A partir del segundo ciclo, el reactor permanece en equilibrio.
- Las cantidades del ciclo en equilibrio fueron las que se utilizaron para calcular las recargas de las demandas de materiales y servicios.
- La carga inicial del reactor tiene una duración de dos años y para el ciclo en equilibrio es de exactamente un año.
- En el caso del combustible irradiado, el último lote proporciona el dato de descarga total y los datos de los lotes anteriores proporcionan las descargas parciales de material irradiado del reactor.

Con el programa nucleoelectrico desarrollado para este ciclo, los datos de requerimientos unitarios del consultor y con ayuda del programa descrito en el Apéndice 3, se preparó la Tabla 3.11 de Demanda de Materiales. Las tablas 3.12, 3.13, 3.14 y 3.15 muestran la demanda de servicios y la tabla 3.16 muestra la demanda de materiales irradiados, cuyos resultados al año de referencia  $t_f$ , se exponen a continuación.

## "DEMANDAS DEL CICLO DEL URANIO ENRIQUECIDO"

### DEMANDA DE LOS CONCENTRADOS DE URANIO

Los resultados de los concentrados de uranio muestran que para el año de referencia  $t_f$ , las necesidades anuales llegan a ser de 6,650 Ton. de  $U_3O_8$  y las acumuladas a 37,200 Ton. de  $U_3O_8$ .

### DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION A $UF_6$

Las demandas anuales para el año de referencia  $t_f$ , serán de 5,600 Ton. de uranio y las acumuladas serán de 31,400 Ton. de uranio.

### DEMANDA DE SERVICIOS DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO

Las necesidades para el año de referencia  $t_f$ , serán de 3,700 Ton. de unidades de trabajo separativo y las acumuladas de 18,600 Ton. de unidades de trabajo separativo.

### DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION A $UO_2$ POLVO

Las demandas de  $UO_2$  para el año de referencia  $t_f$ , serán de 1,070 Ton. de uranio y las acumuladas serán de 5,700 Ton. de uranio.

### DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION A $UO_2$ PASTILLAS

En esta etapa, las demandas de  $UO_2$  para el año de referencia  $t_f$  serán de 1,065 Ton. de uranio y las acumuladas serán de 5,660 Ton. de uranio.

### ALMACENAMIENTO PROVISIONAL DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

Se generan cantidades significativas de los elementos irradiados que habría que almacenar en forma provisional. En este caso, sólo presentan interés las cantidades acumuladas, las que llegarán a ser en el año de referencia  $t_f$  de 1,200 Ton. de material pesado y productos de fisión.

### 3.3 DEMANDA DE AGUA PESADA

Como se había mencionado anteriormente, dentro de los requerimientos de materiales y servicios para el ciclo de uranio natural, se debe tomar en cuenta la demanda de agua pesada, pues se trata de un elemento esencial para la factibilidad del ciclo, ya que no hay alternativas para su substitución y los reactores CANDU no pueden ser operados sin este material.

Para realizar el cálculo de la demanda de agua pesada, impuesta por el programa nucleoelectrico propuesto en la tabla 3.2, se consideraron las siguientes bases:

- Se tomó como referencia, las necesidades de agua pesada para el reactor de 625 MWe de la compañía AECL.
- Las demandas por concepto de cargas iniciales y recargas por pérdidas, se calcularon conforme al programa de instalación de reactores CANDU, consignado en la tabla 3.2 .
- AECL en base a su experiencia, recomienda tomar los siguientes datos unitarios para el cálculo de las cargas iniciales y recargas por pérdidas:

* Carga inicial	500 ton.	Lo que representa el 80% de la capacidad en MWe del reactor.
* Tiempo previo	1 año	Significa que la carga inicial se requiere un año antes de que el reactor entre en operación.



* Recarga anual por pérdidas	1%	Del inventario total de agua pesada.
------------------------------	----	--------------------------------------

La tabla 3.17 muestra los resultados alcanzados de acuerdo con las bases y recomendaciones anteriores. En la primera columna de la tabla, se muestran los años en los que se requiere solicitar las demandas correspondientes; las dos siguientes columnas muestran la capacidad anual instalada y la capacidad acumulada instalada, de acuerdo con la tabla 3.2; a continuación se muestran las demandas iniciales y las correspondientes a recuperación por pérdidas para cada año y finalmente las últimas dos columnas muestran la demanda total anual y la demanda total acumulada al año en curso.

A partir de la tabla 3.17 puede observarse que la demanda anual para el año de referencia  $t_f$  será de 3,200 ton de  $D_2O$  y las acumuladas ascienden a 21,000 ton de  $D_2O$ .

Por último, dado que los cálculos son demasiado sencillos, no hubo necesidad de introducir los datos para utilizar el programa del Apéndice 3, aunque es factible de poder hacerlo.

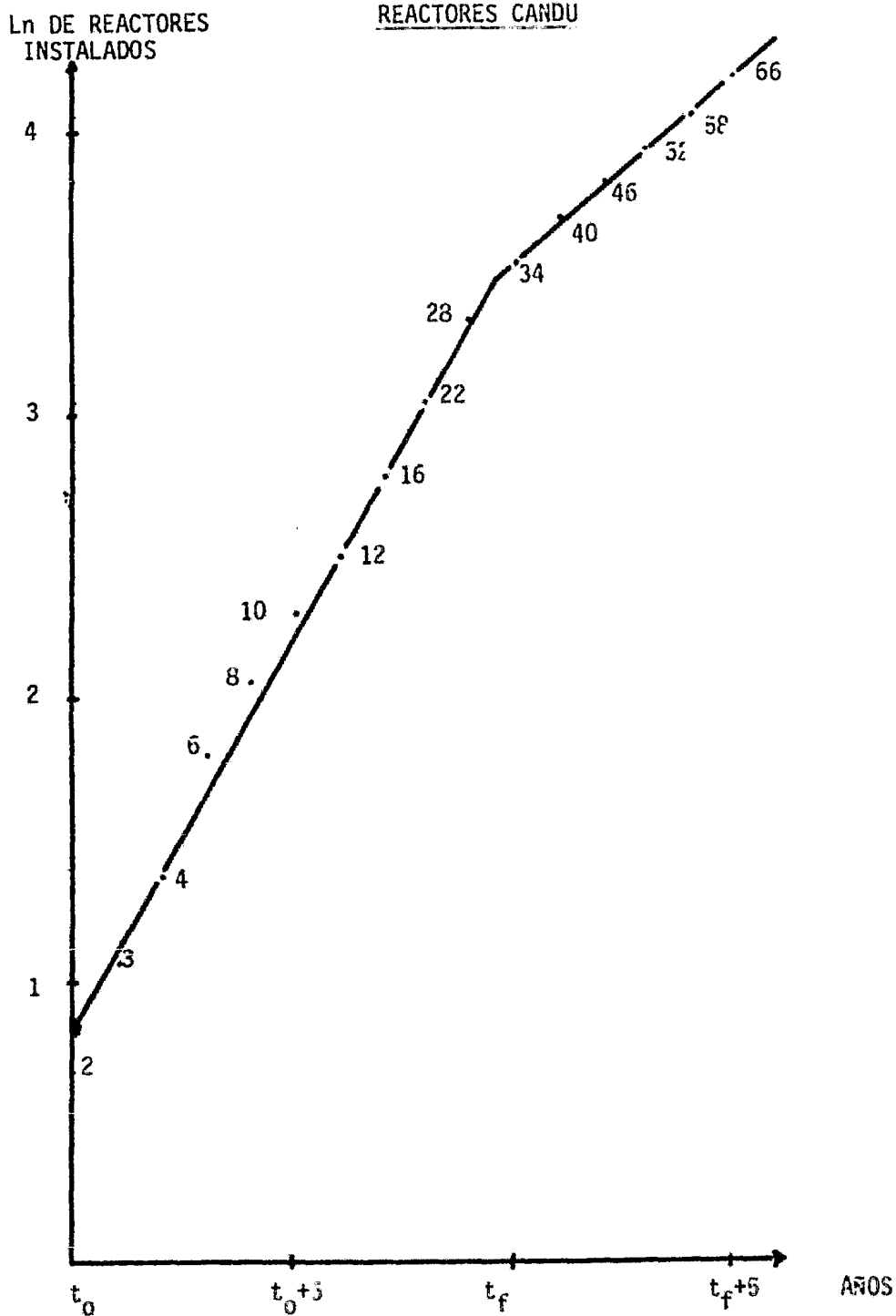
" CICLO DE URANIO NATURAL "  
=====

- TABLA 3.1            Datos para la construcción de la Fig. 3.1.
- FIG. 3.1            Pronóstico de la demanda de energía nucleoelectrónica (Reactores CANDU).
- TABLA 3.2            Programa de instalación de los reactores CANDU.
- TABLA 3.3            Demanda de Materiales y Servicios. Datos unitarios proporcionados por la compañía AECL.
- TABLA 3.4            Demanda de concentrados de  $U_3O_8$ .
- TABLA 3.5            Demanda de  $UO_2$  en polvo.
- TABLA 3.6            Demanda de  $UO_2$  en pastillas.
- TABLA 3.7            Demanda de almacenamiento temporal de combustible irradiado.

T A B L A 3 . 1

<u>AÑO</u>	<u>Ln X</u>	<u>e<sup>x</sup></u>	<u>UNIDADES ACUMULADAS</u>	<u>UNIDADES</u>	
				<u>INSTALADAS POR AÑO</u>	<u>PROPUESTAS ACUMULADAS</u>
t <sub>0</sub>	0.8	2.22	2	2	2
t <sub>0</sub> +1	1.08	2.94	3	1	3
t <sub>0</sub> +2	1.37	3.93	4	1	4
t <sub>0</sub> +3	1.79	5.15	5	2	6
t <sub>0</sub> +4	2.08	6.89	7	2	8
t <sub>0</sub> +5	2.30	9.02	9	2	10
t <sub>0</sub> +6	2.50	12.18	12	2	12
t <sub>0</sub> +7	2.78	16.12	16	4	16
t <sub>0</sub> +8	3.05	21.33	22	6	22
t <sub>0</sub> +9	3.33	27.94	28	6	28
t <sub>f</sub>	3.53	34.12	34	6	34
t <sub>f</sub> +1	3.69	40.04	40	6	40
t <sub>f</sub> +2	3.82	45.60	46	6	46
t <sub>f</sub> +3	3.94	51.42	52	6	52
t <sub>f</sub> +4	4.06	57.97	58	6	58
t <sub>f</sub> +5	4.19	66.02	66	8	66

FIGURA 3.1  
CICLO DE URANIO NATURAL  
REACTORES CANDU



T A B L A 3.2

PROGRAMA DE INSTALACION DE LOS REACTORES CANDU  
\*\*\*\*\*

ANO	No. de REACTORES	SEMESTRE	Centrales Nucleares																	REACTORES		Mw Mw/a	Mde Mw/a	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	p/sem.			p/año
t <sub>0</sub>	DOS	1ro 2do	R1 R2																		1 1	2	1,250	1,250
t <sub>0</sub> +1	UNO	1ro 2do	R3																		- 1	1	625	1,875
t <sub>0</sub> +2	UNO	1ro 2do	R4																		1 -	1	625	2,500
t <sub>0</sub> +3	DOS	1ro 2do	R1 R2																		1 1	2	1,250	3,750
t <sub>0</sub> +4	DOS	1ro 2do	R3 R4																		1 1	2	1,250	5,000
t <sub>0</sub> +5	DOS	1ro 2do	R1 R2																		1 1	2	1,250	6,250
t <sub>0</sub> +6	DOS	1ro 2do	R3 R4																		1 1	2	1,250	7,500
t <sub>0</sub> +7	CUATRO	1ro 2do	R1 R2	R1 R2																	2 2	4	3,500	10,000
t <sub>0</sub> +8	SEIS	1ro 2do	R3 R4	R3 R4	R1 R2																3 3	6	3,750	13,750
t <sub>0</sub> +9	SEIS	1ro 2do		R3 R4	R1 R2	R1 R2															3 3	6	3,750	17,500
t <sub>f</sub>	SEIS	1ro 2do			R3 R4	R1 R2	R1 R2														3 3	6	3,750	21,250
t <sub>f</sub> +1	SEIS	1ro 2do				R3 R4	R1 R2	R1 R2													3 3	6	3,750	25,000
t <sub>f</sub> +2	SEIS	1ro 2do					R3 R4	R1 R2	R1 R2												3 3	6	3,750	28,750
t <sub>f</sub> +3	SEIS	1ro 2do						R3 R4	R1 R2	R1 R2											3 3	6	3,750	32,500
t <sub>f</sub> +4	SEIS	1ro 2do							R3 R4	R1 R2	R1 R2										3 3	6	3,750	36,250
t <sub>f</sub> +5	OCHO	1ro 2do								R3 R4	R1 R2	R1 R2	R1 R2								4 4	8	5,000	41,250

TABLA 3.3

\* DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS

PARTE UNO

<u>NUMERO DE CICLO</u>	<u>OPERACION A PLENA POTENCIA</u> (HORAS)	<u>MAINTENIMIENTO PROGRAMADO</u> (AÑOS)	<u>PERIODO DE IRRADIACION</u> (AÑOS)
1	2,400	0.0456	0.3344
2	1,519	0.0209	0.2112
3	⋮	⋮	⋮
4	⋮	0.0203	0.2112
5	⋮	0.0264	0.2136
6	⋮	⋮	⋮
7	⋮	⋮	⋮
8	⋮	0.0264	0.2136
9	⋮	0.0216	0.2104
10	⋮	⋮	⋮
11	⋮	⋮	⋮
12	⋮	0.0216	0.2104
13	⋮	0.0163	0.2232
⋮	⋮	⋮	⋮
123	⋮	⋮	⋮
K-124	1,519	0.0163	0.2232
125	⋮	⋮	⋮
A UN AÑO			
K-EQUILIBRIO	6,320.2	0.7	0.93

\* Datos proporcionados por la compañía canadiense. (AECL)

T A B L A 3.3

(Continuación)

DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS

LOTE	P A R T E D O S						P A R T E T R E S		
	DEMANDA DE CONCENTRADOS DE U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> (Kg. de U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )	TIEMPO PREVIO (años)	DEMANDA DE CON- VERSION A UO <sub>2</sub> POLVO (Kg. de U)	TIEMPO PREVIO (años)	DEMANDA DE FABRICA- CION DE COMBUSTIBLE A UO <sub>2</sub> PASTILLAS (Kg. de U)	TIEMPO PREVIO (años)	LOTE	DEMANDA DE ALMA- CENAMIENTO DE COM- BUSTIBLE IRRADIADO (Kg. de MP + PF)	TIEMPO PREVIO (años)
1	100,450	2.75	04,702	2.75	04,350	1.875	0	-	-
2	25,162		21,236		21,130		1	21,130	-10.0
3							2		
123									
124	25,162	2.75	21,236	2.75	21,130	1.875	123	21,130	
EN EQUILIBRIO	104,841.7	2.75	83,493.4	2.75	88,041.7	1.875	124	84,360	-10.0
								88,041.7	-10.0

\* Datos proporcionados por la compañía canadiense (AECL)

T A B L A 3 . 4

DEMANDA DE CONCENTRADOS DE  $U_3O_8$

(medidas en Ton de  $U_3O_8$  )

<u>ASO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS (Anual)</u>	<u>RECARGAS (Anual)</u>	<u>TOTAL POR ASO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
$t_0 - 3$	2	1	200.916	104.841	305.757	200.916	104.841	305.757
$t_0 - 2$	1	2	100.458	209.683	310.141	301.374	314.525	615.899
$t_0 - 1$	1	4	100.458	419.366	519.824	401.832	733.891	1.135.723
$t_0$	2	5	200.916	524.283	725.124	602.748	1.258.100	1.650.849
$t_0 + 1$	2	7	200.916	733.892	934.808	803.664	1.991.992	2.795.655
$t_0 + 2$	2	9	200.916	943.575	1.144.491	1.004.580	2.935.558	3.940.143
$t_0 + 3$	2	11	200.916	1.153.259	1.354.175	1.205.495	4.089.826	5.294.332
$t_0 + 4$	4	14	401.832	1.467.783	1.869.615	1.607.328	5.555.610	7.163.938
$t_0 + 5$	6	19	602.748	1.991.992	2.594.740	2.210.076	7.549.652	9.753.678
$t_0 + 6$	6	25	602.748	2.621.032	3.223.780	2.812.824	10.169.545	12.957.469
$t_0 + 7$	6	31	602.748	3.250.032	3.852.840	3.415.572	13.419.733	16.835.310
$t_0 + 8$	6	37	602.748	3.879.142	4.481.890	4.018.320	17.233.680	21.317.200
$t_0 + 9$	6	43	602.748	4.508.193	5.110.941	4.621.650	21.837.074	26.428.142
$t_f$	6	49	602.748	5.137.243	5.739.991	5.223.016	26.944.317	32.165.133

CADA CARGA = 100.458 Ton de  $U_3O_8$

CADA RECARGA = 104.841 Ton de  $U_3O_8$



T A B L A 3 . 5

DEMANDA DE UO<sub>2</sub> EN POLVO  
\*\*\*\*\*

(medidas en Ton de Uranio)

<u>AÑO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS (Anual)</u>	<u>RECARGAS (Anual)</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
t <sub>0</sub> -3	2	1	169.554	83.493	253.047	169.554	83.493	253.047
t <sub>0</sub> -2	1	2	84.782	176.965	261.748	254.346	265.450	519.795
t <sub>0</sub> -1	1	4	84.782	353.933	438.715	339.128	619.333	958.511
t <sub>0</sub>	2	5	169.554	442.417	611.971	503.692	1,261.831	1,573.493
t <sub>0</sub> +1	2	7	169.554	619.334	788.888	673.256	1,631.185	2,114.341
t <sub>0</sub> +2	2	9	169.554	795.351	964.905	847.820	2,477.535	3,325.335
t <sub>0</sub> +3	2	11	169.554	973.317	1,142.871	1,017.204	3,459.853	4,469.237
t <sub>0</sub> +4	4	14	339.128	1,233.757	1,572.885	1,356.512	4,699.620	5,746.132
t <sub>0</sub> +5	6	19	503.692	1,631.124	2,134.816	1,655.384	6,370.035	8,235.339
t <sub>0</sub> +6	6	25	503.692	2,212.035	2,715.727	2,373.695	8,532.830	10,915.725
t <sub>0</sub> +7	5	31	503.692	2,742.535	3,246.227	2,602.580	11,325.875	14,238.463
t <sub>0</sub> +8	6	37	503.692	3,273.035	3,776.727	3,331.280	14,559.761	17,931.641
t <sub>0</sub> +9	6	43	503.692	3,804.785	4,308.477	3,699.972	18,434.547	22,334.519
t <sub>f</sub>	6	49	503.692	4,335.635	4,839.327	4,433.664	22,743.234	27,149.893

CADA CARGA = 84.782 Ton de Uranio

CADA RECARGA = 83.493 Ton de Uranio

T A B L A 3.6

**DEMANDA DE UO<sub>2</sub> EN PASTILLAS**  
 =====

(medidas en Ton de Uranio)

<u>AÑO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS (Anual)</u>	<u>RECARGAS (Anual)</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
t <sub>0</sub> -2	2	2	169.720	176.693	346.413	169.720	176.693	346.413
t <sub>0</sub> -1	1	3	84.360	264.125	348.485	253.032	440.808	693.208
t <sub>0</sub>	1	4	84.360	352.166	436.526	337.440	792.375	1.129.815
t <sub>0</sub> +1	2	6	168.720	520.250	688.970	505.160	1.320.625	1.826.785
t <sub>0</sub> +2	2	8	168.720	704.334	873.054	674.880	2.024.969	2.699.839
t <sub>0</sub> +3	2	10	168.720	820.417	1.049.137	843.600	2.955.376	3.740.976
t <sub>0</sub> +4	2	12	168.720	1.016.500	1.225.220	1.012.320	3.961.876	4.974.196
t <sub>0</sub> +5	4	16	337.440	1.483.667	1.846.107	1.349.760	5.370.544	6.720.304
t <sub>0</sub> +6	6	22	505.160	1.936.917	2.443.077	1.855.920	7.307.461	9.163.231
t <sub>0</sub> +7	6	28	505.160	2.465.167	2.971.327	2.363.680	9.770.629	12.134.759
t <sub>0</sub> +8	6	34	505.160	2.993.417	3.499.577	2.863.240	12.765.046	15.624.226
t <sub>0</sub> +9	6	40	505.160	3.521.667	4.027.827	3.374.400	16.207.714	19.652.114
t <sub>f</sub>	6	46	505.160	4.049.918	4.555.078	3.880.560	20.337.633	24.278.193

CADA CARGA = 84.360 Ton de Uranio

CADA RECARGA = 83.041 Ton de Uranio

" T A B L A 3.7 "

" DEMANDA DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE COMBUSTIBLE IRRADIADO "

( Ton de MP + PF)

<u>AÑO</u>	<u>DESCARGAS PARCIALES POR AÑO</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
$t_0+1$	2	176.083	176.083
$t_0+2$	3	264.125	440.208
$t_0+3$	4	356.167	792.375
$t_0+4$	6	528.250	1,320.625
$t_0+5$	8	704.334	2,024.959
$t_0+6$	10	880.417	2,905.376
$t_0+7$	12	1,056.500	3,961.876
$t_0+8$	16	1,408.667	5,370.544
$t_0+9$	22	1,936.917	7,307.461
$t_f$	28	2,465.168	9,772.629

Cada descarga = 88.0417 Ton de Material Pesado y Productos de Fisión

" CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO "  
=====

TABLA 3.8	Datos para la construcción de la Fig. 3.2.
FIG. 3.2	Pronóstico de demanda de energía nucleoelectrónica. (Reactor ASEA-ATOM)
TABLA 3.9	Programa de instalación de los reactores ASEA-ATOM
TABLA 3.10	Demanda de materiales y servicios. Datos unitarios proporcionados por la compañía ASEA-ATOM.
TABLA 3.11	Demandas de concentrados de $U_3O_8$ .
TABLA 3.12	Demandas de conversión a $UF_6$ .
TABLA 3.13	Demandas de enriquecimiento.
TABLA 3.14	Demandas de $UO_2$ en polvo.
TABLA 3.15	Demandas de fabricación de $UO_2$ pastillas.
TABLA 3.16	Demandas de almacenamiento de combustible irradiado.

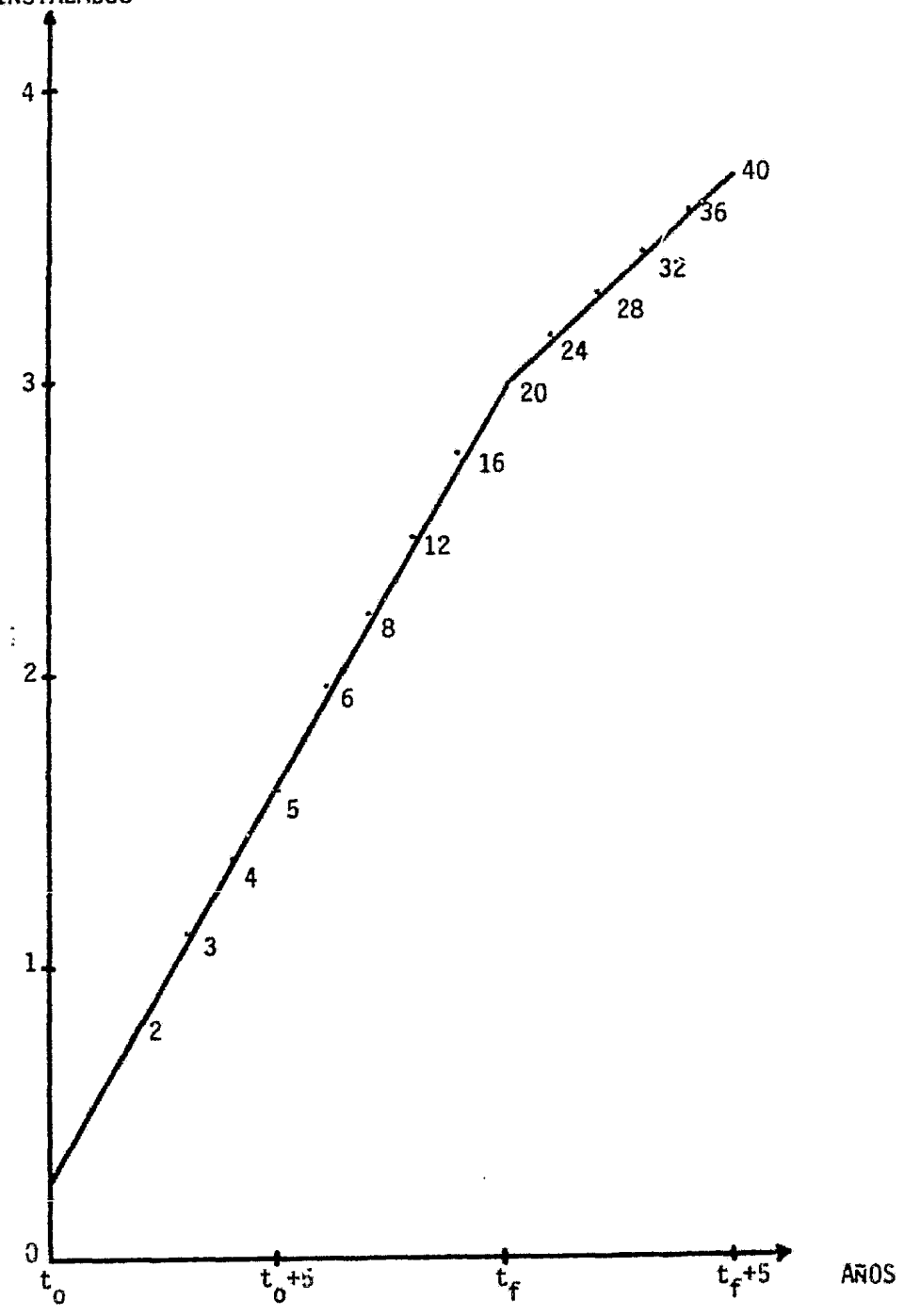
T A B L A 3 . 8

<u>AÑO</u>	<u>Ln X</u>	<u>e<sup>x</sup></u>	<u>UNIDADES ACUMULADAS</u>	<u>UNIDADES</u>	
				<u>INSTALADAS POR AÑO</u>	<u>PROPUESTAS ACUMULADAS</u>
t <sub>0</sub>	0.26	1.30	1	0	0
t <sub>0</sub> +1	0.54	1.71	1	1	1
t <sub>0</sub> +2	0.80	2.22	2	1	2
t <sub>0</sub> +3	1.10	3.00	3	1	3
t <sub>0</sub> +4	1.37	3.93	4	1	4
t <sub>0</sub> +5	1.64	5.15	5	1	5
t <sub>0</sub> +6	1.92	6.82	7	1	6
t <sub>0</sub> +7	2.20	9.02	9	2	8
t <sub>0</sub> +8	2.48	11.94	12	4	12
t <sub>0</sub> +9	2.76	15.80	16	4	16
t <sub>f</sub>	3.00	20.08	20	4	20
t <sub>f</sub> +1	3.17	23.81	24	4	24
t <sub>f</sub> +2	3.32	27.66	28	4	28
t <sub>f</sub> +3	3.46	31.82	32	4	32
t <sub>f</sub> +4	3.59	36.23	36	4	36
t <sub>f</sub> +5	3.70	40.44	40	4	40

FIGURA 3.2  
CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO

LN DE REACOTRES  
INSTALADOS

REACTOR BWR



T A B L A 3 . 9

" PROGRAMA DE INSTALACION DE LOS REACTORES ASEA-ATOM "

\*\*\*\*\*

ANO	No. de REACTORES	Centrales Nucleares																				MMe por AÑO	MMe ACUMULADOS																																																								
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20																																																										
$t_0+1$	UNO	R1																				1,020	1,020																																																								
$t_0+2$	UNO	R2																				1,020	2,040																																																								
$t_0+3$	UNO	R1																				1,020	3,060																																																								
$t_0+4$	UNO	R2																				1,020	4,080																																																								
$t_0+5$	UNO	R1																				1,020	5,100																																																								
$t_0+6$	UNO	R2																				1,020	6,120																																																								
$t_0+7$	DOS											R1 R2										2,040	8,160																																																								
$t_0+8$	CUATRO						R1 R2					R1 R2										4,080	12,240																																																								
$t_0+9$	CUATRO								R1 R2							R1 R2														4,080	16,320																																																
$t_f$	CUATRO										R1 R2									R1 R2																		4,080	20,400																																								
$t_f+1$	CUATRO												R1 R2											R1 R2																						4,080	24,480																																
$t_f+2$	CUATRO														R1 R2													R1 R2																										4,080	28,560																								
$t_f+3$	CUATRO																R1 R2															R1 R2																														4,080	32,640																
$t_f+4$	CUATRO																		R1 R2																	R1 R2																																		4,080	36,720								
$t_f+5$	CUATRO																				R1 R2																			R1 R2																																						4,080	40,800

T A B L A 3 . 1 0

\* DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS  
\*\*\*\*\*

P A R T E U N O

<u>NUMERO DEL CICLO</u>	<u>OPERACION A PLENA POTENCIA</u> (HORAS)	<u>MANTENIMIENTO PROGRAMADO</u> (AÑOS)	<u>PERIODO DE IRRADIACION</u> (AÑOS)
0	-	-	-
1	11,000	0.2192	1.7803
2	6,500	0.1036	0.8904
3			
4			
5			
6			
K=29	6,500	0.1036	0.8904
30			

\* Datos proporcionados por la compañía sueca ASEA-ATOM



T A B L A 3 . 1 0

" DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS "

P A R T E D O S .

<u>LOTE</u>	<u>DEMANDA DE CONCENTRADOS DE U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (Kg. de U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)</u>	<u>TIEMPO PREVIO (años)</u>	<u>DEMANDA DE CONVERSION A UF<sub>6</sub> (Kg. de U)</u>	<u>TIEMPO PREVIO (años)</u>	<u>DEMANDA DE ENRIQUECIMIENTO (Kg. de FS)</u>	<u>TIEMPO PREVIO (años)</u>	<u>DEMANDA DE FABRICACION DE UO<sub>2</sub> (Kg de U)</u>	<u>TIEMPO PREVIO (años)</u>	<u>de U-235</u>
1	87,809	2.3	74,107	2.1	37,005	1.6	27,773	1.25	1.55
2	517,598	2.3	436,030	2.1	312,699	1.6	96,511	1.25	2.49
3	176,107	1.5	148,627	1.3	114,059	0.8	28,376	0.50	2.85
4									
5									
30	176,107	1.5	148,627	1.3	114,059	0.8	28,376	0.50	2.85

\* Datos proporcionados por la compañía sueca ASEA-ATOM.

T A B L A 3 . 1 0

\* DEMANDA DE MATERIALES Y SERVICIOS

P A R T E T R E S

<u>NUMERO DE CICLO</u>	<u>COMBUSTIBLE IRRADIADO</u> (Kg. MP + PF)	<u>TIEMPO PREVIO</u> (AÑOS)
0	-	-
1	11,394	-10.0
2	34,772	
3	34,030	
4	32,643	
5	26,350	
6	26,376	
28	26,376	
29	124,145	-10.0

\*Datos proporcionados por la compañía sueca ASEA-ATOM

T A B L A 3 . 1 1

DEMANDA DE CONCENTRADOS DE  $U_3O_8$

(medidas en Ton de  $U_3O_8$ )

<u>AÑO</u>	<u>CARGAS</u>	<u>RECARGAS</u>	<u>CARGAS</u>	<u>RECARGAS</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
$t_0 - 2$	1		605.407		605.407	604.407		605.407
$t_0 - 1$	1		605.407		605.407	1,210.814		1,210.814
$t_0$	1	1	605.407	176.107	781.514	1,816.221	176.107	1,992.328
$t_0 + 1$	1	2	605.407	352.214	957.621	2,421.628	528.321	2,949.949
$t_0 + 2$	1	3	605.407	528.321	1,133.728	3,027.035	1,056.642	4,083.677
$t_0 + 3$	1	4	605.407	704.428	1,309.835	3,632.442	1,761.070	5,393.512
$t_0 + 4$	2	5	1,210.814	880.535	2,091.349	4,843.256	2,641.605	7,484.861
$t_0 + 5$	4	6	2,421.628	1,656.642	3,478.270	7,264.824	3,698.247	10,963.138
$t_0 + 6$	4	8	2,421.628	1,403.512	3,825.140	9,685.512	5,107.103	14,792.615
$t_0 + 7$	4	12	2,421.628	2,113.284	4,534.912	12,160.140	7,220.337	19,380.477
$t_0 + 8$	4	16	2,421.628	2,817.712	5,239.340	14,529.763	10,038.029	24,567.792
$t_0 + 9$	4	20	2,421.628	3,522.140	5,943.768	16,951.395	13,560.239	30,511.634
$t_f$	4	24	2,421.628	4,226.568	6,648.196	19,373.024	17,566.807	37,159.831

CADA CARGA = 605.407 Ton de  $U_3O_8$

CADA RECARGA = 176.107 Ton de  $U_3O_8$

T A B L A 3.12

DEMANDA DE CONVERSION A UF<sub>6</sub>  
 -----

(medidas en Ton de U)

<u>AÑO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS</u>	<u>RECARGAS</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
t <sub>0</sub> -2	1		510.937		510.937	510.937		510.937
t <sub>0</sub> -1	1		510.937		510.937	1,021.874		1,021.874
t <sub>0</sub>	1	1	510.937	148.627	659.564	1,582.011	148.627	1,631.420
t <sub>0</sub> +1	1	2	510.937	297.254	808.191	2,043.748	446.891	2,489.039
t <sub>0</sub> +2	1	3	510.937	445.401	956.418	2,594.405	691.262	3,446.447
t <sub>0</sub> +3	1	4	1,021.874	594.008	1,105.446	3,055.622	1,435.070	4,551.032
t <sub>0</sub> +4	2	5	2,043.748	743.135	1,705.003	4,007.456	2,259.005	6,316.921
t <sub>0</sub> +5	4	6	2,043.748	891.762	2,935.510	6,131.244	3,120.767	9,252.411
t <sub>0</sub> +6	4	9	2,043.748	1,109.016	3,252.764	8,174.992	5,389.703	12,408.175
t <sub>0</sub> +7	4	12	2,043.748	1,703.524	3,827.272	10,218.740	7,593.507	16,311.047
t <sub>0</sub> +8	4	16	2,043.748	2,370.002	4,421.700	12,262.403	9,471.339	20,734.027
t <sub>0</sub> +9	4	20	2,043.748	2,972.540	5,016.280	14,305.226	12,443.979	25,750.515
t <sub>f</sub>	4	24	2,043.748	3,557.048	5,610.796	16,349.004	16,010.927	31,351.311

CARGA = 510.937 Ton de U

RECARGA = 148.627 Ton de U

T A B L A 3 . 1 3

DEMANDA DE ENRIQUECIMIENTO  
\*\*\*\*\*

(medidas en Ton de TS)

<u>AÑO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS</u>	<u>RECARGAS</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
$t_0-1$	1		349.694		349.694	349.694		349.694
$t_0$	1		349.694		349.694	699.388		699.388
$t_0+1$	1	1	349.694	114.059	463.753	1,049.037	114.059	1,163.141
$t_0+2$	1	2	349.694	228.118	577.812	1,398.776	342.177	1,740.955
$t_0+3$	1	3	349.694	342.177	691.871	1,748.470	694.354	2,422.824
$t_0+4$	1	4	349.694	456.236	805.930	2,097.904	1,143.593	3,223.754
$t_0+5$	2	5	699.389	570.295	1,269.683	2,797.587	1,713.888	4,511.475
$t_0+6$	4	6	1,398.776	694.354	2,093.130	4,190.717	2,398.242	6,588.959
$t_0+7$	4	8	1,398.776	912.472	2,311.248	5,501.965	3,310.714	8,812.679
$t_0+8$	4	12	1,398.776	1,369.763	2,768.539	6,890.504	4,673.477	11,563.981
$t_0+9$	4	16	1,398.776	1,824.944	3,223.720	8,114.224	6,501.663	14,615.887
$t_f$	4	20	1,398.776	2,281.180	3,679.956	9,794.180	8,783.846	18,578.026

CADA CARGA = 349.694 Ton de TS

CADA RECARGA= 114.059 Ton de TS

T A B L A 3.14

**DEMANDA DE  $UO_2$  EN POLVO**

(medidas en Ton. de Urente)

<u>AÑO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS</u>	<u>RECARGAS</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
$t_0-1$	1		124.905		124.905	124.905		124.905
$t_0$	1		124.905		124.905	249.810		249.810
$t_0+1$	1	1	124.905	28.518	153.423	374.715	28.518	403.233
$t_0+2$	1	2	124.905	57.035	181.941	499.620	85.554	535.174
$t_0+3$	1	3	124.905	85.554	210.459	624.525	171.103	795.633
$t_0+4$	1	4	124.905	114.072	238.977	749.433	285.180	1.034.610
$t_0+5$	2	5	249.810	142.590	392.400	999.240	427.770	1.427.010
$t_0+6$	4	6	499.620	171.103	670.723	1.493.650	593.878	2.097.728
$t_0+7$	4	8	499.620	228.144	727.764	1.993.483	827.022	2.825.522
$t_0+8$	4	12	499.620	342.216	841.836	2.493.103	1.169.233	3.667.338
$t_0+9$	4	16	499.620	465.288	965.903	2.997.720	1.625.526	4.623.246
$t_f$	4	20	499.620	570.350	1.069.920	3,497.340	2,195.826	5,693.226

CADA CARGA = 124.905 Ton de U

CADA RECARGA = 28.518 Ton de U

T A B L A 3.15

DEMANDA DE FABRICACION DE UO<sub>2</sub>  
 \*\*\*\*\*  
 EN PASTILLAS  
 \*\*\*\*\*  
 (medidas en Ton de Uranio)

<u>AÑO</u>	<u>No. de CARGAS</u>	<u>No. de RECARGAS</u>	<u>CARGAS</u>	<u>RECARGAS</u>	<u>TOTAL POR AÑO</u>	<u>CARGAS ACUMULADAS</u>	<u>RECARGAS ACUMULADAS</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
t <sub>0</sub> -1	1		124.284		124.284	124.284		124.284
t <sub>0</sub>	1		124.284		124.284	248.568		248.568
t <sub>0</sub> +1	1	1	124.284	28.376	152.660	372.852	28.376	491.228
t <sub>0</sub> +2	1	2	124.284	56.752	181.036	497.136	85.128	592.264
t <sub>0</sub> +3	1	3	124.284	85.128	209.412	621.420	170.266	791.680
t <sub>0</sub> +4	1	4	124.284	113.504	237.788	745.704	283.760	1,029.464
t <sub>0</sub> +5	2	5	248.568	141.880	390.448	934.272	424.640	1,419.204
t <sub>0</sub> +6	4	6	497.136	170.256	657.492	1,431.408	594.896	2,037.206
t <sub>0</sub> +7	4	8	497.136	227.008	724.144	1,929.544	821.904	2,811.432
t <sub>0</sub> +8	4	12	497.136	299.512	897.648	2,435.600	1,163.416	3,649.072
t <sub>0</sub> +9	4	16	497.136	454.016	951.152	2,982.816	1,616.432	4,601.232
t <sub>f</sub>	4	20	497.136	607.620	1,084.656	3,479.962	2,163.962	5,644.836

CADA CARGA = 124.284 Ton de U

CADA RECARGA = 28.376 Ton de U

T A B L A 3.16

" DEMANDA DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO "

(medidas en Ton. de MP +PF)

<u>ARO</u>	<u>DESCARGAS PARCIALES POR ARO</u>	<u>TOTAL POR ARO</u>	<u>TOTAL ACUMULADO</u>
$t_0+3$	1	28.376	28.376
$t_0+4$	2	56.752	85.132
$t_0+5$	3	85.128	170.260
$t_0+6$	4	113.504	283.764
$t_0+7$	5	141.880	425.644
$t_0+8$	7	170.256	595.900
$t_0+9$	9	227.003	822.908
$t_f$	12	340.512	1,163.420

Cada descarga = 28.376 Ton de



" A G U A P E S A D A "  
=====

TABLA 3.17

Demanda de agua pesada  $D_{20}$

T A B L A   3 . 1 7

" D E M A N D A   D E   D<sub>2</sub>O "  
 -----

<u>ARO</u>	<u>CAPACIDAD ANUAL</u> (MWe)	<u>INSTALADA ACUMULADA</u> (MWe)	<u>DEMANDA INICIAL</u> (Ton)	<u>RECUPERACION POR PERDIDAS</u> (Ton)	<u>DEMANDA ANUAL TOTAL</u> (Ton)	<u>DEMANDA ANUAL TOTAL ACUMULADA</u> (Ton)
t <sub>0</sub> -1	-	-	1,000	-	1,000.0	1,000.0
t <sub>0</sub>	1,250	1,250	500	10.0	510.0	1,510.0
t <sub>0</sub> +1	625	1,875	500	15.0	515.0	2,025.0
t <sub>0</sub> +2	625	2,500	1,000	20.0	1,020.0	3,045.0
t <sub>0</sub> +3	1,250	3,750	1,000	30.0	1,030.0	4,075.0
t <sub>0</sub> +4	1,250	5,000	1,000	40.0	1,040.0	5,115.0
t <sub>0</sub> +5	1,250	6,250	1,000	50.0	1,050.0	6,165.0
t <sub>0</sub> +6	1,250	7,500	2,000	60.0	2,060.0	8,225.0
t <sub>0</sub> +7	2,500	10,000	3,000	80.0	3,080.0	11,305.0
t <sub>0</sub> +8	3,750	13,750	3,000	110.0	3,110.0	14,415.0
t <sub>0</sub> +9	3,750	17,500	3,000	140.0	3,140.0	17,555.0
t <sub>f</sub>	3,750	21,250	3,000	170.0	3,170.0	20,725.0
t <sub>f</sub> +1	3,750	25,000	3,000	200.0	3,200.0	23,925.0
t <sub>f</sub> +2	3,750	28,750	3,000	230.0	3,230.0	27,155.0
t <sub>f</sub> +3	3,750	32,500	3,000	260.0	3,260.0	30,415.0
t <sub>f</sub> +4	3,750	36,250	4,000	290.0	4,290.0	34,705.0
t <sub>f</sub> +5	5,000	41,250		330.0		

IV. TRANSFERENCIA DE TECNOLOGIA

EN EL CICLO DE COMBUSTIBLE

## CAPITULO IV

### "TRANSFERENCIA DE TECNOLOGIA EN EL CICLO DE COMBUSTIBLE"

#### 4.1 TRANSFERENCIA DE TECNOLOGIA

La concepción de un Programa Nucleoeléctrico, plantea indiscutiblemente la creación de una industria nuclear nacional, que comprenda desde la minería hasta la elaboración de componentes especiales en la fabricación de combustible. Dicho de otra manera, básicamente se recomienda la integración de una industria del ciclo de combustible nuclear, que suministre los materiales y servicios necesarios para operar las centrales nucleares del Programa Nucleoeléctrico que se adopte.

Todas las demandas de materiales y servicios que implican la ejecución de un programa nucleoelectrico, pueden ser ofrecidas por el mercado internacional donde existe capacidad sobrada, pero el seguir esta estrategia indefinidamente implicaría una fuerte fuga de divisas, con la consecuente afectación de la balanza comercial y una dependencia demasiado pesada para el país.

Por otra parte, la integración de la industria del ciclo de combustible implicaría:

- Un impulso al desarrollo de la industria nacional, no sólo en lo referente al equipo nuclear, pues al ampliarse para aten-

der este campo al mismo tiempo se capacitaría, para satisfacer las necesidades de otras ramas industriales.

- La creación de nuevas fuentes de trabajo
  
- La fabricación nacional del equipo para plantas nucleares, obligaría a un control de calidad especial, lo que redundaría en una mayor calidad de todos los equipos producidos en México, con beneficio de los usuarios nacionales, además de que podrían competir en los mercados internacionales en base a su buena calidad.
  
- Finalmente, se fortalecería una posición energética independiente.

Por consiguiente, para la consecución con éxito de un programa nucleoelectrico y la implantación de la mejor manera de una industria nuclear nacional, es prioritario, sin duda, que se establezca un proceso de transferencia-recepción de tecnología.

Ya que la infraestructura industrial y técnica tienen un importante efecto para lograr el éxito de este plan, la organización del proceso de transferencia debe entenderse como la manera de adaptar, para luego asignar, los recursos financieros y humanos, en forma tal de llevar a cabo de la mejor manera posible el diseño y la construcción de las plantas industriales que provean de los insumos necesarios a las centrales del programa nucleoelectrico.

Por tanto, el proceso de transferencia-recepción de tecnología dependerá primordialmente de nuestra capacidad de organización asociado con la capacidad de identificar, evaluar y coordinar el uso del conocimiento técnico que se desee adquirir en la forma más apropiada a nuestras condiciones locales.

A este respecto, los consultores coinciden en que resulta de vital importancia la creación o adaptación de un organismo que compatibilize el proceso de organización con el proceso de transferencia de tecnología.

Idealmente, la transferencia de tecnología en el ciclo de combustible, deberá implicar que, en un período de tiempo estrictamente planificado nuestro país pueda diseñar, construir, establecer un aparato industrial y un programa propio de investigación y desarrollo que le permita ser independiente en sus futuras decisiones. Todo ello, considerando las restricciones en lo referente a recursos humanos y financieros.

Dentro del contexto general, la transferencia de tecnología en el ciclo de combustible deberá efectuarse conforme a los lineamientos de un modelo de transferencia y bajo los ordenamientos nacionales e internacionales que existan para efectuar la transferencia de tecnología nuclear.

A este respecto, los consultores, la compañía canadiense AECL, y la compañía sueca ASEA-ATOM han propuesto modelos de transferencia de tecnología con una imagen similar de organización a la que tienen en sus respectivos países, los que pueden ser una posibilidad para establecer en nuestro país. Aunque, estos modelos son sólo una idea, ya que los consultores no elaboran la for

ma ni el mecanismo a utilizar, ni los términos, costos, recursos humanos y de capital implicados. Si bien, mencionan que no hay limitante, ni problema alguno para efectuar el proceso.

Es importante mencionar que dentro del modelo de recepción de tecnología presentado por la parte mexicana, Uramex se encargaría de explorar, explotar, beneficiar, comercializar los minerales radiactivos y realizar las diversas etapas del ciclo de combustible incluyendo la contratación para la adquisición en el extranjero del combustible. La adquisición de tecnología del ciclo de combustible sería bajo el asesoramiento del ININ y bajo la coordinación de la Comisión Nacional de Energía Atómica, siendo el usuario final Comisión Federal de Electricidad.

Por otra parte, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias se encargaría de revisar, evaluar y autorizar las escalas de diseño, construcción, operación y modificación de las instalaciones nucleares, así como lo referente al manejo y transporte de combustibles nucleares y el almacenamiento y eliminación de desechos.

En conclusión, la transferencia de tecnología en el ciclo de combustible, persigue maximizar la participación mexicana en el programa nucleoelectrico, teniendo como objetivo principal, el lograr en un tiempo razonable, un grado de integración elevado del orden de 80 a 90% al final del programa nucleoelectrico.

Finalmente, debemos insistir que el embarcarse en un programa nucleoelectrico de tal magnitud, hace indispensable establecer un plan estricto en cuanto a tiempos límites para la transferencia de tecnología, en el que esten definidos los objetivos y metas a lograr, así como el compromiso de recursos materiales y humanos para la consecución con éxito de este plan.

En relación al último párrafo, las metas inmediatas a alcanzar en la transferencia de tecnología en el ciclo de combustible, serían:

- Identificar las reservas nacionales de uranio en cantidad que asegure la implementación del programa.
- Establecer para el caso correspondiente, una industria completa del ciclo de combustible.
- Hacer participar a la industria nacional en conjunto con la asistencia técnica adecuada en un programa estrictamente plnificado.
- Hacer participar a firmas nacionales de ingeniería en el diseño de las plantas industriales.
- Y desarrollar un programa de investigación y desarrollo consecuente con la tecnología por adoptar.

#### Bases y Consideraciones para el Desarrollo del Capítulo

Debe entenderse que el objetivo de integrar una industria nuclear nacional, a final de cuentas, es proveer de todos los insumos necesarios para arrancar y mantener en operación a las centrales del programa nucleoelectrico que se adopte, de tal manera de obtener en este campo una posición energética independiente, que nos permita a futuro tomar nuestras propias decisiones.



El propósito del presente capítulo, una vez asentada la importancia de la transferencia de tecnología y del objetivo a alcanzar, es establecer el análisis de comparación entre los ciclos de combustible considerados, en lo que respecta a los programas de integración de las industrias para las etapas de preirradiación, esto debido a ciertas consideraciones que se tomaron en el capítulo 3 y que se enuncian más adelante. Las etapas a que nos referimos son: la de minería y concentración, refinación y conversión, enriquecimiento y reconversión y fabricación de agua pesada cuando así se requiera, y por último la fabricación de combustible.

Dicho de otra manera, desarrollaremos para las etapas de preirradiación:

- La estimación de las instalaciones requeridas para el suministro de los materiales y servicios.
- El personal necesario para tales instalaciones. A este respecto, cabe mencionar que los requerimientos de recursos humanos constituyen la principal implicación en cualquier proyecto a largo plazo. En el caso de proyectos nucleares, este recurso viene a ser más crítico, pues no sólo se requiere de un gran número de personal sino que además deben poseer habilidad y conocimiento de su profesión u oficio.
- Los programas de entrenamiento para la adecuada formación del personal. Aquí también debemos mencionar que uno de los más importantes requerimientos para el éxito de cualquier proyecto a largo plazo, es la obtención de recursos humanos calificados en una gran variedad de profesiones requeridos durante todas las fases del proyecto.

En esta sección, nos proponemos presentar la capacitación que se va a requerir proporcionar al personal que participe en esta industria. Este entrenamiento está dirigido solamente a una parte del personal y requerirá que parte del entrenamiento se realice en otros países, sobre todo al comienzo del programa pero conforme pase el tiempo, crear una infraestructura educativa que sea capaz de proporcionar el entrenamiento localmente. Por lo tanto, es muy importante que al inicio, el personal asignado que tome parte en estos programas sea de un alto nivel y posea tanto como sea posible, experiencia previa en áreas similares en las cuales recibirá el entrenamiento ya que este personal actuará como los cimientos para un futuro y resulta crítico el que asimile la tecnología correspondiente rápidamente.

- Y finalmente, las necesidades de capital para diseñar, construir y operar el aparato industrial.

Todo esto de acuerdo con lo siguiente:

- Se tomó como base la demanda de materiales y servicios que implican los programas nucleoelectrónicos propuestos en el capítulo 3.
- Con respecto al capítulo 3, debemos recordar que para el cálculo de la demanda de materiales y servicios no se consideró el reciclado de uranio. Por consiguiente, esto significa que

no hay etapa de reprocesamiento, razón por la cual, esta etapa queda fuera del análisis comparativo de este capítulo.

- En adición al párrafo anterior, las demandas de almacenamiento de combustible irradiado, se refieren a las correspondientes al almacenamiento temporal que se efectúa en las piscinas expresamente construídas en el sitio del reactor para este fin. Por lo cual, dado nuestro propósito, esta etapa queda también fuera del análisis comparativo de este capítulo.
- Los cálculos y estimaciones estan basados en las recomendaciones y datos técnico-económicos presentados por los consultores en los estudios de factibilidad que realizaron en 1980, para Comisión Federal de Electricidad en la implementación de un Programa de Potencia Nuclear.
- Para las plantas industriales se tomaron las capacidades mínimas costeables recomendadas por los consultores.
- Las proyecciones y desarrollo del programa de integración industrial se elaboraron conforme a las bases y metas del programa nucleoelectrico al año de referencia  $t_f$ , discutido en el capítulo 1.
- Los datos económicos reportados constituyen unicamente, estimaciones hechas por los consultores para plantas de referencia, diseñadas, construídas y operadas según los criterios y especificaciones de sus países de origen. Para obtener estimaciones más aproximadas a la realidad, a las magnitudes de inversión y cifras de costos se les deberá ajustar al marco de planeación, en el cual se ejecute el programa nucleoelect-

trico. A este respecto, considerese el desarrollo de la siguiente ecuación:

Para el caso de la inversión, supóngase que la velocidad con que aumenta el monto en relación al tiempo es proporcional al dato de inversión inicial reportado, esto es:

Sea  $I$  la inversión necesaria para diseñar y construir la planta  $i$  al tiempo  $t$  y sea  $I_0$  el dato inicial de inversión reportado al tiempo base  $t_0$ . Entonces podemos escribir:

$$\frac{dI}{dt} = \alpha_i I \quad \dots \dots \dots (1)$$

donde  $\alpha_i$  es el factor de escalación para la planta  $i$ .

$$\frac{dI}{I} = \alpha_i dt \quad \dots \dots \dots (2)$$

integrando la ecuación entre los límites:

$$\int_{I_0}^I \frac{dI}{I} = \int_{t_0}^t \alpha_i dt \quad \dots \dots \dots (3)$$

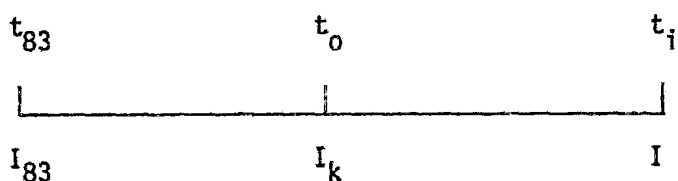
$$\ln I - \ln I_0 = \alpha_i (t - t_0) \quad \dots \dots \dots (4)$$

$$\ln I = \ln I_0 + \alpha_i (t - t_0) \quad \dots \dots \dots (5)$$

$$I = I_0 e^{\alpha_i (t - t_0)} \quad \dots \dots \dots (6)$$

Por tanto, la ecuación (6) puede ser utilizada para ajustar los datos de inversión iniciales reportados por los consultores al tiempo  $t$  que se desee, conociendo o estimando un índice de escalación promedio para el período considerado.

Ahora bien, si nuestro marco de planeación es como sigue:



Y además  $t_i \geq t_0 \geq t_{83}$ .

Entonces la ecuación (6) se puede escribir como:

$$I = I_{83} e^{\alpha_i [(t_0 - t_{83}) + (t_i - t_0)]} \dots \dots \dots (7)$$

donde:

$I$  = es la inversión al tiempo  $t_i$  en dólares o pesos.

$I_{83}$  = es el dato de inversión reportado por los consultores y escalado a 1983 en dólares o pesos.

$\alpha_i$  = es el índice de escalación promedio para la planta  $i$  dentro de un período de tiempo considerado.

$t_{83}$  = es el año base (1983) en el que se tiene reportado los datos de inversión.

$t_0$  = es el año en que se toma la decisión de iniciar el proyecto.

$t_i$  = es el año en el cual se desea conocer el monto de la inversión o costo.

Finalmente, antes de continuar con el desarrollo del capítulo, es importante señalar lo siguiente:

- Todos los datos de costos e inversiones de las tablas presentadas del inciso (A) al inciso (H) se encuentran a pesos de 1979.
- Para determinar de manera más real un plan nacional de integración industrial en el ciclo de combustible, será necesario realizar estudios más exhaustivos en cada etapa de los ciclos, tanto técnico-económico como políticos en algunas actividades.
- Ya sea, por restricciones de tipo económico, financiero o inclusive político, cabe la posibilidad de que alguna etapa de los ciclos quizás no sea conveniente realizarla a corto plazo. Sin embargo, debe recordarse que las capacidades propuestas son las mínimas necesarias para evitar una dependencia pesada del exterior y consolidar una posición energética independiente.

A continuación desarrollaremos primeramente, las etapas del ciclo de uranio natural y proseguiremos después con las correspondientes al ciclo de uranio enriquecido.

CICLO DE URANIO NATURAL

A) ETAPA DE MINERIA Y CONCENTRACION

B) ETAPA DE REFINACION Y CONVERSION

C) ETAPA DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE CANDU

D) FABRICACION DE AGUA PESADA



## A) ETAPA DE MINERIA Y CONCENTRACION

### 4.2 REVISION HISTORICA ( 15 )

La exploración uranífera en México se inició en 1957. Las áreas exploradas se encuentran localizadas, por orden de importancia, en los estados de Chihuahua, Nuevo León, Tamaulipas, Coahuila, Zacatecas, Querétaro y Puebla.

Las actividades de exploración han comprendido la prospección tanto en tierra como aérea, mediante el empleo de métodos geológicos y radiométricos, además de las tareas de muestreo en la superficie, perforación y extracción.

En un principio, la prospección se llevó a cabo utilizando contadores Geiger en la exploración directa mediante trabajos de extracción. Gradualmente, se fueron introduciendo centímetros y, ya en períodos más recientes, se ha empleado la espectrometría utilizando detectores portátiles instalados en vehículos motorizados, aeronaves y helicópteros.

En un primer momento, el programa de exploración nacional se inició bajo condiciones difíciles, tanto desde el punto de vista técnico como financiero. Sin embargo, a partir de entonces, el gobierno federal ha brindado un importante apoyo a esta actividad, que si bien experimentó un ligero descenso entre 1967 y 1971, recibió un fuerte estímulo entre 1972 y 1980.

En términos generales, hasta 1979 los trabajos de exploración fueron realizados por grupos locales de técnicos contratados por el Instituto Nacional de Energía Nuclear. A partir de 1979, la responsabilidad de las actividades de exploración fue asignada a Uranio Mexicano.

La política del gobierno mexicano ha sido la de reservar de manera exclusiva para el estado, todas las actividades relacionadas con la energía nuclear incluyendo la extracción del uranio. La participación privada en los trabajos de extracción se ha limitado al empleo bajo contrato de compañías que efectúan tareas de exploración. La participación extranjera se ha reducido a acuerdos de asistencia técnica en forma de asesoría respecto a aspectos técnicos operativos y entrenamiento de personal.

De 1957 hasta 1971, se había gastado un total de 119 millones de pesos, es decir, alrededor de 2 millones de pesos anualmente; la cantidad aumentó a 24 millones en 1972, 35 millones en 1973 y 1974, 56 millones en 1975, 150 millones en 1976, 50 millones en 1977, 40 millones en 1978, 250 millones en 1979 y 390 millones en 1980.

### Actividades de Exploración

Con anterioridad a 1972, se utilizó una aeronave ligera provista de un centellometro que se empleaba para la observación directa de los niveles de radiación. Se calcula que con este método se cubrieron cerca de 80,000 Km<sup>2</sup> en los estados de Nuevo León, Sonora, Durango y Chihuahua.

Desde 1973, se ha venido aplicando un sistema de espectrometría aérea complementado por magnetometría. El equipo se ha venido ampliando desde 1979 y para finales de 1980, México había adquirido 11 helicópteros equipados con magnetómetros y analizadores de canales múltiples. Los planes para 1981-1982 incluían la cobertura sistemática de cerca de 305,000 km<sup>2</sup> utilizando tres aeroplanos aparte de los helicópteros disponibles. La tabla 4.2.1 muestra las actividades de exploración por radiometría aérea.

Además, existen otras actividades exploratorias, seis delegaciones llevan a cabo una gran variedad de actividades en diversas partes del país. Antes de 1972, las actividades efectuadas a nivel regional y local fueron: pruebas geológicas y radiométricas, muestreos directos en la superficie y trabajos subterráneos. Las mismas fueron realizadas básicamente en varias áreas de los estados de Sonora, Chihuahua y Durango.

Desde 1972, este trabajo se ha complementado con pruebas geológicas y radiométricas regionales y locales sobre el terreno, para verificar la información recopilada por aire y por medio de las pruebas geoquímicas de reconocimiento. Las actividades más importantes incluyen prospección con equipo motorizado, alrededor de 20,000 Km. en el período 1974-1976 y aproximadamente 15,000 Km. en el período 1977-1980; pruebas geoquímicas, 109,600 Km.<sup>2</sup> cubiertos entre 1974 y 1980; topografía detallada y pruebas geológicas y radiométricas de cerca de 43 localidades uraníferas entre 1973 y 1980. La tabla 4.2.2 presenta la información cuantificada de la actividad exploratoria directa.

### Perforación Terrestre

Para este propósito se ha usado sistemas de perfora-

T A B L A 4.2.1

" ACTIVIDADES DE EXPLORACION "

RADIOMETRIA AEREA

A Ñ O	ESPECTROMETRIA SISTEMATICA <u>a/</u> (km <sup>2</sup> )	RECONOCIMIENTO RADIOMETRICO <u>b/</u> (km <sup>2</sup> )	COSTO ESTIMADO <u>c/</u> (dólares)
Antes de 1977	130,000	110,000	2,078,000
1977	50,000	8,000	662,000
1978	40,000	0	750,000
1979	70,000	0	883,000
1980	20,000	0	1,600,000
1981 <u>d/</u>	150,000	0	2,700,000
<b>T O T A L</b>	<b>460,000</b>	<b>118,000</b>	<b>8,673,000</b>

a/ Incluye procesamiento y ordenamiento por computadora; el intervalo para el reconocimiento aéreo sistemático es de aproximadamente 800 metros.

b/ Registro gráfico v observación directa.

c/ Excluye compra de equipo.

d/ Programado.

T A B L A 4.2.1

" ACTIVIDADES DE EXPLORACION "

RADIOMETRIA AEREA

A Ñ O	ESPECTROMETRIA SISTEMATICA <u>a/</u> (km <sup>2</sup> )	RECONOCIMIENTO RADIOMETRICO <u>b/</u> (km <sup>2</sup> )	COSTO ESTIMADO <u>c/</u> (dólares)
Antes de 1977	130,000	110,000	2,078,000
1977	50,000	8,000	662,000
1978	40,000	0	750,000
1979	70,000	0	883,000
1980	20,000	0	1,600,000
1981 <u>d/</u>	150,000	0	2,700,000
T O T A L	460,000	118,000	8,673,000

a/ Incluye procesamiento y ordenamiento por computadora; el intervalo para el reconocimiento aéreo sistemático es de aproximadamente 800 metros.

b/ Registro gráfico y observación directa.

c/ Excluye compra de equipo.

d/ Programado.

T A B L A 4.2.2" ACTIVIDADES DE EXPLORACION "ACTIVIDAD EXPLORATORIA DIRECTA

<u>A Ñ O</u>	<u>MINERIA SUBTERRANEA</u> (m. lineales)	<u>COSTO</u> (dólar)	<u>PRUEBAS EN SUPERFICIE</u>	<u>COSTO a)</u> (dólar)
Antes de 1972	40,000			
1972	1,536	144,000	3,000	24,000
1973	926	16,000	3,200	25,000
1974	351	43,000	31,000	32,000
1975	60	3,000	121,000	50,000
1976	22	5,013	18,300	16,000
1977- 80 b)	n.d.	n.d.	n.d.	n.d.

a) Excluye el costo de la compra de equipo.

b) Esta actividad se ha reducido y cambiado por técnicas de perforación.

n.d. Datos no disponibles.

ción de diamante, neumática y rotatoria, dependiendo del área bajo exploración. El monto del trabajo realizado se muestra en la tabla 4.2.3 .

### Recursos Uraníferos

Los principales depósitos que ya se han evaluado o que están siendo evaluados para cuantificar los recursos mexicanos, son los siguientes:

#### *Chihuahua*

Mina El Nopal: Está localizada cerca de Villa Aldama en la parte oriental de la Sierra de Peña Blanca, aproximadamente 54 Km. al norte de la ciudad de Chihuahua. En esta mina, el cuerpo mineralizado toma la forma de una chimenea, en la cual aparece el uranio que se presenta como óxidos primarios y secundarios diseminados y en fracturas. La exploración mediante extracciones subterráneas y perforación se ha concluido, y los estudios para la explotación y valor metalúrgico también se encuentran terminados. Las reservas en el depósito son calculadas en 361 toneladas de  $U_3O_8$  en mineral con un contenido promedio de 0.29% de  $U_3O_8$ . La mina está lista para la explotación por métodos extractivos a cielo abierto. Para finales de 1980, aproximadamente 55 toneladas de  $U_3O_8$  en mineral se habían almacenado para su posterior procesamiento.

Mina La Domitila: Se encuentra a 3.5 Km. al oeste de la Mina El Nopal. La exploración se está desarrollando a través de extracción subterránea, aunque a la fecha el trabajo se ha suspendido, no por causa del agotamiento del mineral, sino para desviar re-

T A B L A 4.2.3" ACTIVIDADES DE EXPLORACION "PERFORACION TERRESTRE

<u>A Ñ O</u>	<u>NUMERO DE PERFORACIONES</u>	<u>METROS PERFORADOS</u>	<u>COSTO a)</u> (dólar)
Antes de 1977	7,199	562,500	6,224,000
1977	750	83,155	706,000
1978	425	51,000	441,506
1979	750	90,000	794,701
1980	1,151	103,990	3,404,000
1981 b)	2,000	200,000	7,000,000
<b>T O T A L</b>	<b>12,275</b>	<b>1,100,645</b>	<b>18,569,000</b>

a) Costos estimados; incluye pruebas geológicas y geofísicas y acceso a los sitios, pero excluye costo de adquisición de maquinaria y equipo.

b) Programado.



cursos hacia áreas más prometedoras. La mineralización consiste de minerales secundarios en cavidades y fracturas de rocas calizas. Los recursos calculados son hasta ahora del orden de 61.2 toneladas de óxido de uranio con un contenido promedio de 0.25% de  $U_3O_8$ .

Area Margaritas- Puerto III: Está en la misma región que la mina La Domitila. Posee un importante yacimiento de mineral uranífero, en rocas volcánicas de tipo riolítico y de tobas correspondientes. El cuerpo mineral consta de óxidos secundarios, acompañado en algunos sitios de mineral primario, diseminado y en fracturas. Tiene la forma similar a una losa y se encuentra cercano a una zona de contacto. La exploración se realiza mediante perforación, con trabajo subterráneo llevado a cabo solamente con propósitos de verificación. Los recursos hasta ahora determinados son del orden de 2,998 toneladas de óxido de uranio con un contenido promedio de 0.12% de  $U_3O_8$ .

Mina Nopal III: Se encuentra entre las minas El Nopal y Margaritas, a una distancia de alrededor de 850 m. de la primera. La mineralización consiste de óxidos secundarios de uranio en rocas riolíticas y tobas. A la fecha se está explorando mediante perforación, y se ha calculado una cifra de 205 toneladas de  $U_3O_8$  en minerales con un contenido promedio de alrededor de 0.1% de  $U_3O_8$ .

Otros recursos: Se están explorando diversas formaciones uraníferas en rocas volcánicas riolíticas en las cercanías de las minas antes mencionadas. Estas muestran grandes perspectivas, especialmente aquéllas conocidas como Los Puertos con 134 toneladas de  $U_3O_8$ , Laguna del Cuervo con 157 toneladas de  $U_3O_8$  y otras con 86 toneladas de  $U_3O_8$ , en total se estiman 377 ton. de  $U_3O_8$  en minerales con un contenido promedio de 0.2% de  $U_3O_8$ .

cursos hacia áreas más prometedoras. La mineralización consiste de minerales secundarios en cavidades y fracturas de rocas calizas. Los recursos calculados son hasta ahora del orden de 61.2 toneladas de óxido de uranio con un contenido promedio de 0.25% de  $U_3O_8$ .

Area Margaritas- Puerto III: Está en la misma región que la mina La Domitila. Posee un importante yacimiento de mineral uranífero, en rocas volcánicas de tipo riolítico y de tobas correspondientes. El cuerpo mineral consta de óxidos secundarios, acompañado en algunos sitios de mineral primario, diseminado y en fracturas. Tiene la forma similar a una losa y se encuentra cercano a una zona de contacto. La exploración se realiza mediante perforación, con trabajo subterráneo llevado a cabo solamente con propósitos de verificación. Los recursos hasta ahora determinados son del orden de 2,998 toneladas de óxido de uranio con un contenido promedio de 0.12% de  $U_3O_8$ .

Mina Nopal III: Se encuentra entre las minas El Nopal y Margaritas, a una distancia de alrededor de 850 m. de la primera. La mineralización consiste de óxidos secundarios de uranio en rocas riolíticas y tobas. A la fecha se está explorando mediante perforación, y se ha calculado una cifra de 205 toneladas de  $U_3O_8$  en minerales con un contenido promedio de alrededor de 0.1% de  $U_3O_8$ .

Otros recursos: Se están explorando diversas formaciones uraníferas en rocas volcánicas riolíticas en las cercanías de las minas antes mencionadas. Estas muestran grandes perspectivas, especialmente aquéllas conocidas como Los Puertos con 134 toneladas de  $U_3O_8$ , Laguna del Cuervo con 157 toneladas de  $U_3O_8$  y otras con 86 toneladas de  $U_3O_8$ , en total se estiman 377 ton. de  $U_3O_8$  en minerales con un contenido promedio de 0.2% de  $U_3O_8$ .

Adicionalmente, se han evaluado varias formaciones uraníferas pequeñas en rocas sedimentarias, especialmente calizas, y se han estimado 101 toneladas de  $U_3O_8$  en minerales con grados que varían de 0.05 a 0.2%. Existen además 72 toneladas de  $U_3O_8$  localizadas en una variedad de minerales, bajo la forma de "torta amarilla".

#### Senora

Mina Los Amoles: Se localiza en el municipio de Rayón. La exploración inicial se ha realizado a través de extracción subterránea y las reservas se calculan en 475 toneladas de  $U_3O_8$  con un contenido promedio de 0.19% de  $U_3O_8$ . La mineralización consiste de óxidos primarios en pequeñas fracturas de una roca metamórfica localmente conocida como cuarcita, posiblemente andesita silificada. Se han realizado exploraciones adicionales por perforación en zonas circundantes a la mina; se estima que estos recursos alcanzan el orden de 572 toneladas de  $U_3O_8$  con un contenido promedio de 0.05% de  $U_3O_8$ .

Minas Noche Buena y Luz del Cobre: Se encuentran localizadas en los municipios de Opodepe y San Antonio de la Huerta. La mineralización consiste de óxidos secundarios de uranio, en vetas y fracturas, asociados con plomo y plata en la mina Noche Buena, y con cobre en la mina Luz del Cobre. El contenido promedio en los minerales es 0.05% de  $U_3O_8$ .

Otras minas: Adicionalmente se han reportado 142 toneladas de  $U_3O_8$  en varias localidades, especialmente en rocas volcánicas; esos sitios están siendo explorados.

## D u n a g o

Mina La Preciosa: Está localizada en el municipio de Nazas y es explorada mediante extracción subterránea. La mineralización está estrechamente asociada con una roca intrusiva, lo cual afecta a las rocas sedimentarias calizo-arcillosas, provocando fragmentación local. El mineral tiene la forma de óxidos secundarios de uranio en los fragmentos y en la roca intrusiva misma. A la fecha los recursos son estimados en 343 toneladas de óxido de uranio en minerales con un contenido promedio de 0.06% de  $U_3O_8$ . La exploración en este sitio ha sido suspendida por el momento.

El Mezquite: Esta mineralización está localizada al oriente del pueblo El Rodeo. Consiste de óxidos secundarios de uranio, diseminados y en fracturas, en rocas riolíticas y tobas. La exploración se llevó a cabo mediante técnicas de extracción y de perforación subterránea. Se estima que en el área explorada hay 90 toneladas de  $U_3O_8$  con un contenido de 0.05% de  $U_3O_8$ . Geológicamente, esta área tiene un importante potencial y la exploración continúa.

Otros recursos: Informes de otras localidades de la entidad suman 91 toneladas de  $U_3O_8$ , especialmente en rocas sedimentarias. En la actualidad, éstas son estudiadas en detalle.

## N u e v o L e ó n

La zona de mineralización está en el área de La Sierrita, municipio de General Bravo. En esta zona se descubrieron los depósitos conocidos como La Coma, Buenavista y El Chapote y,

más recientemente, los minerales de La Presida y Trancas-Peñoles. La mineralización está diseminada en arenas del oligoceno. La zona está siendo explorada a través de una perforación sistemática, incluyendo perforación central y por excavación. Dicha exploración continúa, y los recursos calculados son, hasta ahora, del orden de 1,314, 1,415 y 793 toneladas de  $U_3O_8$  para La Coma, Buenavista y El Chapote, respectivamente, con contenidos promedio de 0.2%, 0.2% y 0.08% de  $U_3O_8$ .

### *B a j a C a l i f o r n i a*

Los descubrimientos de roca fosfórica en Baja California en años recientes contribuyen al gran potencial de uranio, ya que poseen un contenido de entre 90 y 150 ppm. El área en San Juan de la Costa contiene cerca de 6,000 toneladas de  $U_3O_8$ , mientras que Santo Domingo está dotado de más de 145,000 toneladas del mismo óxido de uranio. Esta potencialidad podría ser recuperada en combinación con los programas nacionales para el ácido fosfórico y la producción de fertilizantes.

El uranio contenido en las rocas fosfóricas no está incluido en el cuadro general de recursos que más adelante se presenta.

### Recursos Estimados de Uranio

Exceptuando los casos de las minas El Nopal, Margaritas y Puerto III, en Chihuahua, La Coma en Nuevo León, y Los Amoles en Sonora, no se han realizado estudios económicos o mineros referentes a la factibilidad y costo de la extracción de los depósitos

contenidos. Tales recursos, en términos de óxido de uranio ( $U_3O_8$ ), son acumulados simplemente en la forma indicada en la tabla 4.2.4 .

En forma general es importante mencionar que, las áreas del país que son geológicamente favorables a la formación de uranio y que merecen una investigación regional, comprenden más de la mitad del territorio nacional.

Dadas las perspectivas, por el momento resultan insuficientes las reservas uraníferas. Por tanto, es aconsejable y resulta deseable que se implementen programas exhaustivos de exploración, de manera tal, de asegurar el suministro de uranio al programa nucleoelectrico que se adopte.

Los tres consultores AECL, ASEA-ATOM y la compañía francesa SOFRATOME sugieren que de haber suficiente uranio en el territorio nacional, se realicen los trabajos de minería y beneficio necesarios para proveer todos los concentrados que demande el programa nucleoelectrico que se adopte. De no haberlo, todos recomiendan realizar un programa acudiendo al mercado internacional de uranio.

#### 4.2a INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Esta sección, se desarrollará de acuerdo con los datos recomendados y experiencia de la compañía francesa SOFRATOME, en la construcción de una planta de referencia, de concentración de uranio en México.

El tamaño del programa que desarrollaremos, se basa en la suposición de que todo el  $U_3O_8$  será proveído de los yacimientos nacionales.

T A B L A 4.2.4"RECURSOS ESTIMADOS DE URANIO EN MEXICO"

(hasta enero 1981)

SITIO	GRADO PROMEDIO % de $U_3O_8$	TONELADAS DE URANIO
CHIHUAHUA		
El Nopal	0.29	311.5
Margaritas-Puerto III	0.12	1,062.4
	0.12	1,524.9 <u>a/</u>
Nopal III	0.10	176.9
La Domitila	0.25	52.6
Otros: (depósitos minerales)	0.20	325.4
	0.05-0.2	87.2
(lotes y concentrados)		62.1
SONORA		
Los Amoles	0.19	409.9
	0.05	493.6 <u>a/</u>
Noche Buena	0.06	178.6
Luz del Cobre	0.04	178.6
Otros	0.07	122.5
DURANGO		
La Preciosa	0.06	181.2
	0.06	193.3 <u>a/</u>
El Mezquite	0.05	77.6
Otros	0.06	78.5 <u>a/</u>
NUEVO LEON		
La Coma	0.20	1,134.0
Buenavista	0.20	1,221.1
El Chapote	0.08	684.4
Otros	0.07	437.5
		<u>8,993.8</u>

a/ Indicado

Reservas medidas hasta el año de 1982

15,000.0

Hay que recordar que existe una muy amplia selección de tratamientos, así como de posibles condiciones de operación de la planta, dependiendo de las características del mineral y del material que forma la ganga.

La planta de referencia de SOFRATOME está adaptada a las características del depósito Las Margaritas, localizado en Chihuahua. El proceso que utiliza esta planta de concentración se puede clasificar como convencional y consiste de las siguientes etapas: Reducción de tamaño, lixiviación ácida, separación líquido-sólido por filtración, extracción por solvente y producción del diuranato de amonio o Torta Amarilla.

La planta puede tratar 1,000 toneladas de mineral por día con un contenido de uranio de 1.5 kg. por tonelada. Está diseñada para operar 320 días por año, realizando un paro anual para proporcionarle mantenimiento. La vida útil de la planta se ha fijado en 10 años y la capacidad se puede expresar como 450 ton. U por año o como 540 ton/año como  $U_3O_8$ .

Cabe mencionar, que debido al bajo contenido de uranio en sus minerales su procesamiento se realiza en las cercanías de las minas, de tal manera que el costo se minimice, por el transporte económico de los materiales uraníferos. Por otra parte, el tamaño de una planta de concentración dependerá de las reservas del depósito, las que frecuentemente direccionan hacia la construcción de plantas que desde el punto de vista económico, no tienen el tamaño óptimo, por consiguiente, cada depósito tiene sus propias características que determinarán el tipo de proceso que deberá ser empleado, la capacidad de las plantas y consecuentemente los costos de capital y operación.



Según SOFRATOME, la capacidad de producción de 540 ton/año de la planta puede ser construida como una línea simple de producción, de tal forma que el método para aumentar capacidad sería adicionar una o más líneas de producción en paralelo.

De acuerdo con la experiencia de SOFRATOME, el diseño, construcción y arranque de esta planta de concentración puede efectuarse entre 2 y 3 años dependiendo de las circunstancias individuales que afecten al proyecto. Dentro de este tiempo hace énfasis en lo siguiente:

- Deberá tomar de 4 a 6 meses las pruebas de equipo que se realizan sección por sección de la planta.
- Deberá tomar de 3 a 4 meses el arranque hasta alcanzar la capacidad de diseño en forma continua.

La tabla 4.2.1a muestra el programa de instalación de las plantas de concentración de uranio, para cubrir la demanda de concentrados de los dos programas nucleoelectrónicos recomendados en el capítulo 3, al año de referencia  $t_f$ . Al mismo tiempo, la tabla muestra los requerimientos contra los abastecimientos tanto anuales como acumulados de  $U_3O_8$  hasta el año  $t_f$ .

Finalmente, el área necesaria para construir la planta se estima en 5,000 a 6,000  $m^2$  y dependiendo de las condiciones geográficas locales, el área total necesaria para las áreas de proceso y auxiliares puede comprender de 20,000 a 30,000  $m^2$ .

T A B L A 4.2.1a

"PROGRAMA DE FABRICACION DE CONCENTRADOS COMO U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>"

<u>A Ñ O</u>	<u>INICIO DE OPERACION DE PLANTAS DE CONCENTRACION</u>		<u>DEMANDA ANUAL DE U<sub>3</sub>O<sub>8</sub></u>		<u>PRODUCCION ANUAL</u>	<u>DEMANDA ACUMULADA DE U<sub>3</sub>O<sub>8</sub></u>		<u>PRODUCCION ACU-</u>
	<u>ANUALES</u>	<u>ACUMULADAS</u>	<u>C.U.N.**</u>	<u>C.U.E.**</u>	<u>DE U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> EN TONS.</u>	<u>C.U.N.</u>	<u>C.U.E.</u>	<u>MULADA DE U<sub>3</sub>O<sub>8</sub></u>
			<u>(Tons.)</u>		<u>(*)</u>	<u>(Tons.)</u>		<u>(Tons.)</u>
t <sub>0</sub> - 3	1	1	306	-	324	306	-	324
t <sub>0</sub> - 2	-	1	310	606	640	616	606	864
t <sub>0</sub> - 1	1	2	520	606	864	1,136	1,212	1,728
t <sub>0</sub>	-	2	725	781	1,090	1,851	1,993	2,803
t <sub>0</sub> + 1	-	2	935	957	1,090	2,786	2,950	3,898
t <sub>0</sub> + 2	1	3	1,144	1,124	1,404	3,940	4,094	5,292
t <sub>0</sub> + 3	-	3	1,354	1,310	1,620	5,294	5,394	6,912
t <sub>0</sub> + 4	1	4	1,870	2,091	1,944	7,164	7,485	8,856
t <sub>0</sub> + 5	2	6	2,595	3,478	2,808	9,759	10,963	11,664
t <sub>0</sub> + 6	2	8	3,224	3,893	3,828	12,983	14,793	15,552
t <sub>0</sub> + 7	1	9	3,853	4,535	4,644	16,836	19,328	20,196
t <sub>0</sub> + 8	1	10	4,482	5,259	5,184	21,318	24,567	25,380
t <sub>0</sub> + 9	1	11	5,111	5,944	5,724	26,429	30,511	31,104
t <sub>f</sub>	1	12	5,740	6,648	6,264	32,169	37,159	37,368

\* Se considera 60% de capacidad el primer año de operación y 100% para el segundo.

C.U.N\*\* : Ciclo de uranio natural, conforme a la tabla 3.4.

C.U.E\*\* : Ciclo de uranio enriquecido, conforme a la tabla 3.11.

#### 4.3a PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

La fuerza total de trabajo para operar y administrar una planta de este tipo es de 145 personas, con una amplia variedad de disciplinas y diversos niveles. La tabla 4.3.1a muestra la organización de este personal, se recomienda que los funcionarios técnicos sean graduados en alguna carrera de ingeniería o equivalente.

T A B L A 4.3.1a

"ORGANIZACION Y REQUERIMIENTOS DE PERSONAL  
PARA UNA PLANTA DE CONCENTRACION"

Organización:		
	68 Producción	2 Funcionarios técnicos 8 Asistentes de los funcionarios técnicos 57 Obreros 1 Empleado
1 Gerente de planta	49 Mantenimiento	2 Funcionarios técnicos 4 Asistentes de los funcionarios técnicos 3 Técnicos 35 Obreros 5 Empleados
	11 Administración	1 Gerente 3 Técnicos 7 Empleados
	16 Laboratorio	2 Funcionarios técnicos 1 Asistente del funcionario técnico 1 Técnico 6 Obreros 6 Empleados

Hay que recordar que no sólo se necesita personal para operar las plantas de concentración, sino que también hay que considerar el personal relacionado con la exploración y minería de los minerales uraníferos, en síntesis la fuerza total de trabajo requerida por esta etapa hasta el año de referencia  $t_f$ , se muestra en la tabla 4.3.2a.

T A B L A 4.3.2a

"REQUERIMIENTOS DE PERSONAL PARA LA  
ETAPA DE MINERIA CONCENTRACION"

<u>AL AÑO</u>	<u>NO ESPECIALIZADA</u>	<u>ESPECIALIZADA</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	415	102	33	550
$t_0+5$	2,075	510	165	2,750
$t_f$	4,565	1,122	363	6,050

4.4a PROGRAMAS DE ENTRENAMIENTO

Para desarrollar el tipo de personal requerido para operar y administrar la planta de concentración, será necesario organizar un programa de entrenamiento en el extranjero y un programa nacional.

Para el entrenamiento en el extranjero, se recomienda que sea a través del trabajo en una planta en operación, complementado con cursos y por un período de 6 a 9 meses. El número de personas debe ser máximo de 6 y deberán contar con experiencia similar al campo donde recibirán el entrenamiento. Poste

riormente, se espera que estas personas puedan entrenar a nuevo personal en las instalaciones en México.

#### 4.5a NECESIDADES DE CAPITAL

De acuerdo con SOFRATOME, el desglose de la inversión para una planta de 540 ton/año de capacidad como  $U_3O_8$  se muestra en la tabla 4.5.1a.

T A B L A 4.5.1a

"INVERSION GLOBAL EN MEXICO PARA UNA PLANTA DE  
CONCENTRACION DE URANIO"

(Millones de Pesos)

<u>CONCEPTO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
Equipo	320	70	390
Tubería	40	-	40
Obra Civil	130	-	130
Montaje	250	-	250
Partes de Repuesto	40	-	40
Ingeniería y Puesta en Servicio	90	90	180
T O T A L	870	160	1,030

Este capital se erogaría en tres años de la siguiente manera aproximadamente:

<u>AÑO</u>	<u>%</u>	<u>MONTO</u>
1	50	515
2	40	412
3	10	103

La tabla 4.5.2a muestra el programa de erogaciones de las 12 plantas de concentración necesarias hasta el año de referencia  $t_f$ . Finalmente, a continuación se muestran las necesidades de capital para el etapa de minería-concentración hasta el año  $t_f$ .

"NECESIDADES DE CAPITAL PARA LA ETAPA DE  
MINERIA-CONCENTRACION"  
(Millones de Pesos)

<u>AL AÑO</u>	<u>MINERIA</u>	<u>CONCENTRACION</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	1,250	2,987	4,237
$t_0+5$	6,250	9,682	15,932
$t_f$	15,000	12,360	27,360

T A B L A 4.5.2a

"PROGRAMA DE INVERSION DE LAS PLANTAS DE CONCENTRACION"

(Millones de Pesos)

NO. DE PLANTA	AÑOS																
	t <sub>0</sub> -6	t <sub>0</sub> -5	t <sub>0</sub> -4	t <sub>0</sub> -3	t <sub>0</sub> -2	t <sub>0</sub> -1	t <sub>0</sub>	t <sub>0</sub> +1	t <sub>0</sub> +2	t <sub>0</sub> +3	t <sub>0</sub> +4	t <sub>0</sub> +5	t <sub>0</sub> +6	t <sub>0</sub> +7	t <sub>0</sub> +8	t <sub>0</sub> +9	t <sub>f</sub>
1	515	412	103														
2			515	412	103												
3						515	412	103									
4								515	412	103							
5									515	412	103						
6									515	412	103						
7										515	412	103					
8										515	412	103					
9											515	412	103				
10												515	412	103			
11													515	412	103		
12														515	412	103	
TOTAL	515	412	618	412	103	515	412	618	1,442	1,957	1,545	1,133	1,030	1,030	515	103	-

Por lo que respecta a la etapa de concentración, la participación nacional y extranjera en el monto total de la inversión, se presenta en la tabla 4.5.3a.

T A B L A 4.5.3a

NECESIDADES DE CAPITAL PARA LAS INSTALACIONES  
NECESARIAS EN LA ETAPA DE CONCENTRACION  
 (Millones de Pesos)

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	2,587	400	2,987
$t_0+5$	8,292	1,390	9,682
$t_f$	10,440	1,920	12,360

4.6a COSTO DE PRODUCCION

El consultor proporciona una estimación aproximada de los costos de operación de la planta, tomando como base el siguiente criterio:

- Se considera que el mineral estará próximo a la planta de beneficio.
- No se ha previsto el tratamiento de agua de la mina.

Estos rubros invariablemente forman parte de la operación global de la planta. La tabla 4.6.1a presenta los costos de operación de la planta de concentración, divididos en fijos y variables, estimados por el consultor.



T A B L A 4.6.1a

"COSTOS DE OPERACION PARA UNA PLANTA  
DE CONCENTRACION"  
(Pesos/Ton)

<u>COSTOS VARIABLES DE PRODUCCION:</u>	<u>\$/Ton de Mineral Tratado</u>
<b>-MATERIAS PRIMAS</b>	
H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	79-95
Oxidante	0-16
Piedra Caliza	26
Otros	15-21
<b>-MATERIALES DE MOLIENDA</b>	
Rodillos, bolas, forros, etc.	13-18
<b>-SERVICIOS</b>	
Agua	10-13
Electricidad	24-32
Vapor	3
<b><u>COSTOS FIJOS DE PRODUCCION:</u></b>	
<b>-PERSONAL</b>	
Operación y mantenimiento	200-250
<b>-MANTENIMIENTO</b>	
	26-32
<b>T O T A L</b>	<b>396-506</b>

Sin embargo, para aproximar un poco más a la realidad este costo, debemos tomar en cuenta dentro de los costos fijos, la depreciación, el costo de seguros y de otros gastos. De igual manera dentro de los costos variables es aconsejable que se tome un costo por fletes.

La estimación de estos rubros se presenta a continuación:

	<u>\$/Ton de Mineral Tratado</u>
- DEPRECIACION	290
al 9% de la inversión total de la planta.	
- SEGUROS	10
Estimado como 3 al mi- llar de la inversión total en planta.	
- FLETES Y OTROS GASTOS	35-40
Estimado como 5% del total de todos los rubros ante- riores.	
GRAN TOTAL	731-846

## B) ETAPA DE REFINACION Y CONVERSION

### 4.2b INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Los datos y recomendaciones que se presentan, corresponden a un reporte realizado por Eldorado Nuclear Limited en la construcción de una refinería en México de la torta amarilla y su conversión a dióxido de uranio.

El tamaño del programa se basa en la suposición de que todo el  $UO_2$  en polvo requerido será procesado en México.

El proceso que utiliza esta refinería es una técnica de extracción con solventes líquido-líquido para purificar la torta amarilla y una precipitación con una técnica de reducción para producir  $UO_2$  en polvo grado cerámico.

Eldorado recomienda iniciar con el diseño de una planta capaz de producir 2,700 ton. de  $UO_2$  en polvo por año, en una base de 5 días de operación a la semana.

Este plan se podría alcanzar con una planta de capacidad inicial de 1,000 ton. U/año seguida de una expansión a 2,700 ton. U/año. Después se podrían realizar nuevas expansiones y construcción de plantas hasta alcanzar una capacidad instalada de 5,000 ton. U/año al año de referencia  $t_f$ , con lo que quedaría satisfecha la demanda.

De acuerdo a la experiencia de Eldorado, el diseño global, la ingeniería y construcción de una planta de refinación es real y alcanzable en un período de 6 años, conforme al programa presentado en la figura 4.2.1b. Bajo esta consideración, el programa de instalación de las plantas de referencia para cubrir la demanda al año de referencia  $t_f$ , se muestran en la figura 4.2.2b, la cual, esta de acuerdo con la tabla 4.2.1b que muestra los requerimientos contra los abastecimientos anuales de  $UO_2$  en polvo.

Las instalaciones requeridas para una planta de 2,700 ton. U/año de capacidad son:

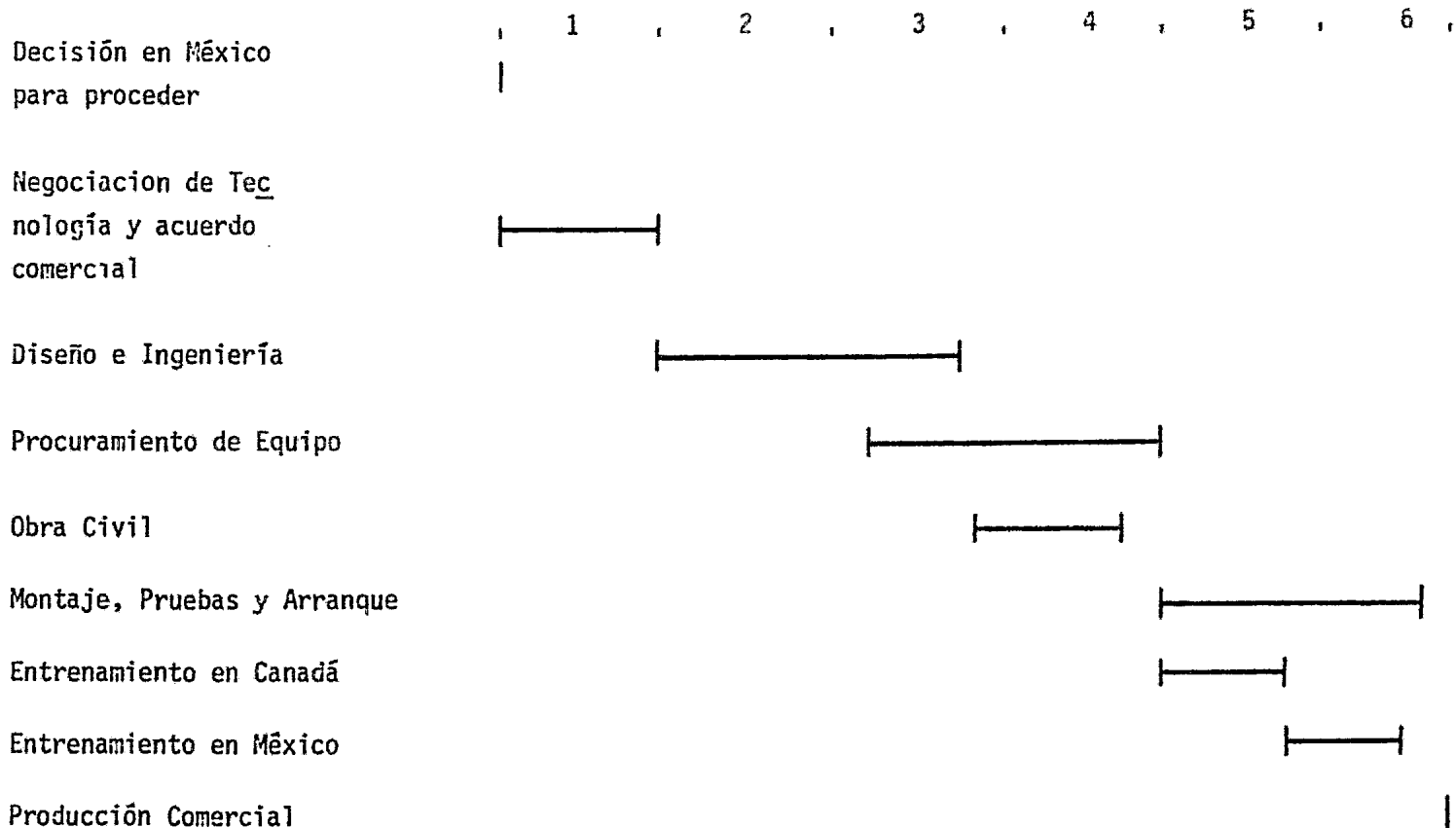
- Un edificio de tres pisos, con un área de 1,675-1,860 m<sup>2</sup>/piso.
- Además espacio adicional para:
  - Area de muestreo
  - Almacenamiento de materias primas
  - Talleres de mantenimiento
  - Laboratorio
  - Servicios auxiliares y oficinas

F I G U R A 4.2.1b

"PROGRAMA DE INSTALACION DE UNA PLANTA DE REFINACION  
EN MEXICO "

ACTIVIDADES

A Ñ O S

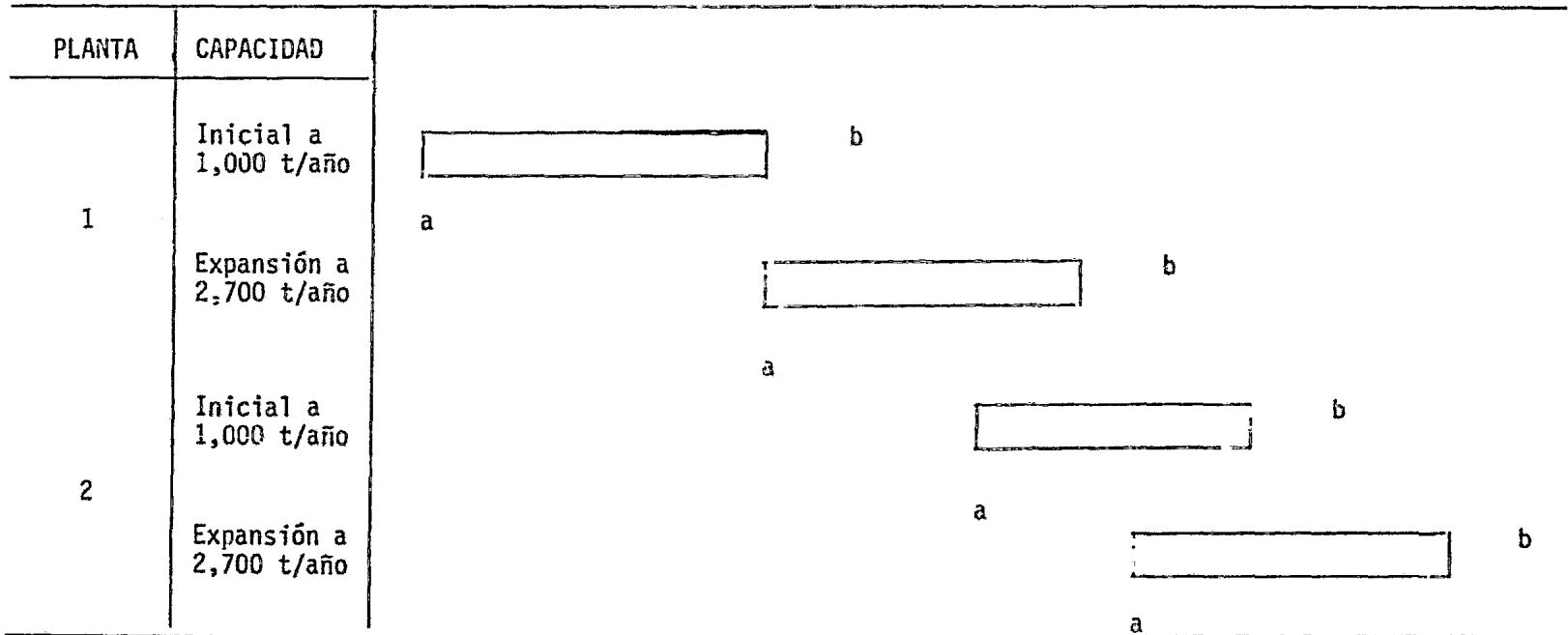


F I G U R A 4.2.2b

"PROGRAMA DE INSTALACION DE LAS PLANTAS INDUSTRIALES DE REFINACION"

A Ñ O S

$t_{-9}$   $t_{-8}$   $t_{-7}$   $t_{-6}$   $t_{-5}$   $t_{-4}$   $t_{-3}$   $t_{-2}$   $t_{-1}$   $t_0$   $t_{+1}$   $t_{+2}$   $t_{+3}$   $t_{+4}$   $t_{+5}$   $t_{+6}$   $t_{+7}$   $t_{+8}$   $t_{+9}$   $t_f$



a) Toma de desición

b) Arranque de la planta

"REQUERIMIENTOS & ABASTECIMIENTO DE UO<sub>2</sub> EN POLVO"

(Ton/año)

<u>A Ñ O</u>	<u>REQUERIMIENTOS*</u>	<u>ABASTECIMIENTO</u>		<u>REQUERIMIENTO</u>	<u>ABASTECIMIENTO</u>
		<u>PLANTA 1</u>	<u>PLANTA 2</u>	<u>ACUMULADO</u>	<u>ACUMULADO</u>
$t_0-3$	253	300	-	253	300
$t_0-2$	262	350	-	515	650
$t_0-1$	439	500	-	954	1,150
$t_0$	612	700	-	1,566	1,850
$t_0+1$	739	800	-	2,305	2,650
$t_0+2$	966	1,000	-	3,271	3,650
$t_0+3$	1,143	1,300	-	4,414	4,950
$t_0+4$	1,577	1,600	-	5,991	6,550
$t_0+5$	2,190	2,300	-	8,181	8,850
$t_0+6$	2,721	2,700	300	10,902	11,850
$t_0+7$	3,251	2,700	600	14,153	15,150
$t_0+8$	3,783	2,700	1,000	17,936	18,850
$t_0+9$	4,313	2,700	1,600	22,249	23,150
$t_f$	4,845	2,700	2,300	27,149	28,150

\* Conforme a la Tabla 3.5

#### 4.3b PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

Para administrar y operar las plantas de refi\_nación es necesaria una amplia variedad de personal con diversos niveles de preparación. Es importante para este tipo de planta que dentro de las áreas de producción, ingeniería y grupos de laboratorio, el personal requerido esté graduado en alguna carrera de ingeniería o equivalente. Además de este personal, se requiere de cierto número de tecnólogos formalmente entrenados.

La fuerza total de trabajo para una planta de 2,700 ton. U/año de capacidad se estima en 100 personas al comienzo de las operaciones, cuando la capacidad es de 1,000 ton. U/año y de 175 personas para la operación a completa capacidad.

Con base a los datos anteriores, la fuerza de trabajo total necesaria al año de referencia  $t_f$ , para las plantas de refinación, se consigna en la tabla 4.3.1b.

TABLA 4.3.1b

"PERSONAL REQUERIDO PARA PLANTAS DE REFINACION"

A ñ O	PLANTA 1	PLANTA 2	TOTALES
$t_0$	100	-	100
$t_0+5$	75	-	75
$t_f$	-	175	175
TOTAL al año $t_f$	175	175	350



T A B L A 4.3.1b

(Continuación)

'PERSONAL REQUERIDO POR NIVELES DE PREPARACION'

<u>AL AÑO</u>	<u>NO ESPECIALIZADO</u>	<u>ESPECIALIZADO</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	77	10	13	100
$t_0+5$	135	17	23	175
$t_f$	270	35	45	350

4.4b PROGRAMA DE ENTRENAMIENTO

Para desarrollar el personal requerido para operar una planta de refinación existen varios métodos para organizar un programa de entrenamiento. A este respecto, el consultor expresa que el mejor camino es realizar el entrenamiento a través del trabajo, esto es, entrenar a personal clave en una planta que se encuentre en operación. Después del entrenamiento recibido, se espera que estas personas puedan entrenar a nuevo personal en la planta en México.

Para este tipo de entrenamiento se estima que, se requerirán de 5 a 6 profesionistas con experiencia, por un período de 3 a 4 meses. El período en el que se recomienda llevar a cabo el entrenamiento durante la instalación de una planta de refinación se muestra en la figura 4.2.1b.

#### 4.5b NECESIDADES DE CAPITAL

De acuerdo con AECL, el orden de magnitud para una planta de refinación con una capacidad de 2,700 ton U/año, es de aproximadamente 1,200 millones de pesos. Conforme a este estimado, la tabla 4.5.1b muestra las necesidades de capital hasta el año de referencia  $t_f$ , para construir las 2 plantas que han sido consideradas.

T A B L A 4.5.1b

NECESIDADES DE CAPITAL\* PARA LA

ETAPA DE REFINACION CONVERSION

(Millones de Pesos)

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	300	100	400
$t_0+5$	1,200	400	1,600
$t_f$	1,800	600	2,400

\* De acuerdo con los estudios realizados sobre la participación mexicana en la construcción de las plantas industriales, reportado por SOFRATOME, la proporción del gasto para la primera unidad sería 75% nacional y 25% extranjera. Al ir progresando la construcción de unidades del mismo tipo, la participación nacional iría en aumento. Por tanto, como puede observarse de la tabla 4.5.1b, la participación nacional al final del período resulta conservativa.

## C) ETAPA DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE CANDU

### 4.2c INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Los datos y recomendaciones presentados en esta sección, corresponden al consultor AECL y a un reporte presentado por la OCI, en la construcción de la industria de fabricación de combustible CANDU en México.

El diseño simple y el tamaño pequeño del haz combustible de uranio natural para reactores CANDU, son características inherentes, los cuales permitirán que se obtenga fácilmente la autosuficiencia de su fabricación en México.

El haz combustible esta hecho de 5 componentes de aleación de zirconio, pesa aproximadamente 25 Kg. y no requiere manejo con herramientas especiales. Además, los requerimientos de combustible son bastante grandes y la tecnología y fabricación son suficientemente simples para justificar su fabricación local.

El programa de integración de esta industria se basa en la suposición, de que todo el dióxido de uranio en pastillas requerido por el programa nucleoelectrico, será procesado en México.

AECL recomienda que las plantas de fabricación de combustible se construyan en unidades de 200 toneladas U/año, hasta un tamaño óptimo de la planta que podría ser 600 o de 1,200 toneladas U/año, dependiendo de la disponibilidad de mano de obra y la seguridad deseada de abastecimiento. Por su parte, la OCI recomienda

que en cuanto México decida proceder en sus programas globales, el programa de fabricación de combustible se inicie.

Ahora bien, AECL propone que las instalaciones como edificios y servicios sean planeadas para capacidades de 600 toneladas U/año, aunque al inicio el equipo sea programado para llegar en unidades de 200 toneladas U/año en intervalos anuales.

La tabla 4.2.1c muestra el plan de construcción de 3 plantas de fabricación de combustible y a la vez compara el abastecimiento contra los requerimientos de combustible, consecuente con este plan, la figura 4.2.1c presenta el programa de construcción de estas plantas, que satisfacerán la demanda hasta el año de referencia  $t_f$ .

El programa de la figura 4.2.1c es justificable conforme a las siguientes premisas: a la mitad del año  $t_0-2$  suficiente experiencia debe estar disponible de la planta inicial para permitir a ésta una expansión de 600 toneladas U/año adicional, además con la experiencia obtenida de la planta inicial, la expansión sería productiva en un 50% para el año  $t_0+3$  y en un 100% para el año  $t_0+4$ . Para finales del año  $t_0$  la planta original debe tener 3 años de estar en producción y suficiente experiencia debió haberse acumulado para permitir iniciar en los años  $t_0-2$  y  $t_0-1$ , la construcción de la segunda y tercera planta respectivamente, para que en el año  $t_0+2$  y  $t_0+3$  las plantas inicien su producción. Ambas plantas serían diseñadas para una capacidad de 1,200 toneladas U/año, pero la tercera no se expandirá hasta el año  $t_0+9$ .

T A B L A 4.2.1c

"ABASTECIMIENTO & REQUERIMIENTOS DE COMBUSTIBLE"

(Ton/año  $UO_2$  en pastillas)

<u>A Ñ O</u>	<u>(1)</u> <u>REQUERIMIENTOS</u>	<u>A B A S T E C I M I E N T O (2)</u>			<u>REQUERIMIENTO</u> <u>ACUMULADO</u>	<u>ABASTECIMIENTO</u> <u>ACUMULADO</u>
		<u>PLANTA 1</u>	<u>PLANTA 2</u>	<u>PLANTA 3</u>		
$t_0-2$	345	100			345	100
$t_0-1$	348	300			693	400
$t_0$	436	500			1,129	900
$t_0+1$	697	600			1,826	1,500
$t_0+2$	873	600	300		2,699	2,400
$t_0+3$	1,049	900	600	300	3,748	4,200
$t_0+4$	1,226	1,200	900	600	4,974	6,900
$t_0+5$	1,746	1,200	1,200	600	6,720	9,900
$t_0+6$	2,443	1,200	1,200	600	9,163	12,900
$t_0+7$	2,971	1,200	1,200	600	12,134	15,900
$t_0+8$	3,500	1,200	1,200	600	15,634	18,900
$t_0+9$	4,028	1,200	1,200	900	19,662	22,200
$t_f$	4,556	1,200	1,200	1,200	24,218	25,800

1) Conforme a la Tabla 3.6

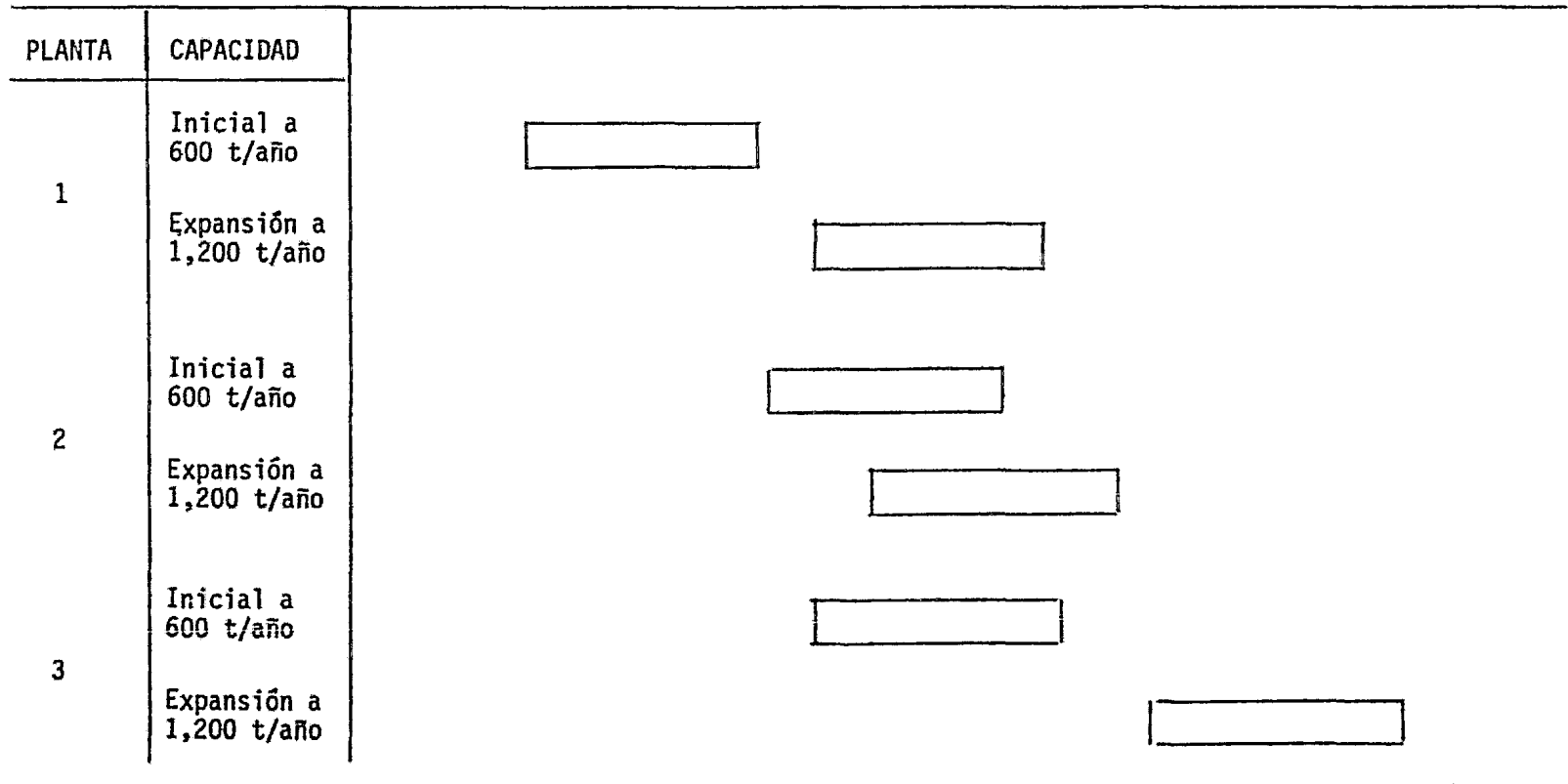
2) Supone 50% de capacidad en el primer año de producción y 100% en el segundo.

F I G U R A 4.2.1c

"PROGRAMA DE CONSTRUCCION DE LAS PLANTAS DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE"

A Ñ O S

t<sub>0</sub>-8 t<sub>0</sub>-7 t<sub>0</sub>-6 t<sub>0</sub>-5 t<sub>0</sub>-4 t<sub>0</sub>-3 t<sub>0</sub>-2 t<sub>0</sub>-1 t<sub>0</sub> t<sub>0</sub>+1 t<sub>0</sub>+2 t<sub>0</sub>+3 t<sub>0</sub>+4 t<sub>0</sub>+5 t<sub>0</sub>+6 t<sub>0</sub>+7 t<sub>0</sub>+8 t<sub>0</sub>+9 t<sub>f</sub>



La OCI opina que el llevar a cabo un programa muy rápido, involucra riesgos de producción significativa de combustible defectuoso o tardanzas en el programa. Sin embargo, expresa que se contaría con el tiempo suficiente para negociar contratos de suministro, en caso de cambios o demoras en el programa.

De la tabla 4.2.1c se observa, que hasta el año  $t_0+2$  México tendría que importar parte de sus requerimientos de combustible, pero en adelante sería autosuficiente.

Las instalaciones necesarias para una planta de 600 toneladas U/año son:

- Un edificio de un piso con un área entre 8,000-10,000 m<sup>2</sup>, del tipo de manufactura ligera, con las siguientes consideraciones especiales:
  - \* Extraventilación en algunas áreas para minimizar polvo tóxico y proteger a los trabajadores.
  - \* Fácil limpieza para mantener un área de trabajo altamente calificada.
  - \* Equipo protector contra fuego
- Cada adición para aumentar la capacidad en 200 toneladas U/año requerirá aproximadamente un área de 2,500 m<sup>2</sup>.

#### 4.3c PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

El personal necesario para administrar y operar una planta de fabricación de combustible, comenzando con 200 toneladas U/año de capacidad, y finalizando con 600 toneladas U/año, de acuerdo a la experiencia del consultor se recomienda lo siguiente:

<u>GRUPO</u>	<u>DESIGNACION</u>	<u>AL INICIO</u>	<u>AL FINAL</u>
1	Administrativo-técnico	50	100
2	Personal de oficina	20	35
3	Producción e Inspección	70	160

Del grupo administrativo-técnico cerca del 50% debe ser personal graduado en ingeniería o equivalente y un 20% deben ser técnicos especializados, de estos últimos al menos 30% debe tener alguna experiencia en la fabricación de equipo de alta tecnología.

Por otra parte, para realizar el trabajo de producción e inspección no se requiere ninguna especialización antes del entrenamiento, pero el personal debe contar con experiencia en la manufactura, tener habilidad y con capacidad de aprendizaje rápido.

Por tanto, la clave del éxito de una planta de fabricación de combustible se finca en la experiencia y habilidades del personal, principalmente el técnico-administrativo, por lo que se debe tener gran cuidado en su selección.



En base a las cifras anteriores, el personal total requerido al año de referencia  $t_f$  para las instalaciones programadas en el punto 4.2c, se consigna en la tabla 4.3.1c

T A B L A 4.3.1c

"PERSONAL REQUERIDO PARA LAS PLANTAS  
DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE "

<u>A Ñ O</u>	<u>GRUPO</u>	<u>PLANTA 1</u>	<u>PLANTA 2</u>	<u>PLANTA 3</u>	<u>TOTALES</u>
$t_0$	1	100	-	-	100
	2	35	-	-	35
	3	160	-	-	160
$t_0+5$	1	100	200	100	400
	2	35	70	35	140
	3	160	320	160	640
$t_f$	1	-	-	100	100
	2	-	-	35	35
	3	-	-	160	160
Total al año $t_f$	1	200	200	200	600
	2	70	70	70	210
	3	320	320	320	960

Gran TOTAL al año de referencia  $t_f$  1,770

T A B L A 4.3.1c

(Continuación)

"PERSONAL REQUERIDO POR NIVELES DE PREPARACION"

<u>AL AÑO</u>	<u>NO ESPECIALIZADO</u>	<u>ESPECIALIZADO</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	167	79	49	295
$t_0+5$	667	315	198	1,180
$t_f$	1,003	472	295	1,770

4.4c PROGRAMAS DE ENTRENAMIENTO

Como en el caso de la planta de refinación, un programa de entrenamiento en Canadá consistiría principalmente de trabajo como empleado regular en una planta en operación complementado con cursos especiales.

Es necesario que el personal seleccionado cuente con la experiencia y habilidad, y con un buen entendimiento del inglés para que su entrenamiento sea efectivo. Se estima que se requerirán un mínimo de 5 personas para entrenarse en las siguientes áreas: administración, empastillado, montaje, control de calidad y administración de personal. El mejor período de entrenamiento sería cerca de un año y en caso de que se requiera personal adicional hasta 6 personas como máximo podrían ser entrenadas por períodos de 6 a 9 meses.

Para el entrenamiento en México, el personal entrenado en Canadá con la ayuda de otros entrenadores, deberán ser capaces de dar entrenamiento sobre la marcha, a este respecto AECL ofrece su personal para asesorar donde fuera necesario.

#### 4.5C NECESIDADES DE CAPITAL

Conforme a los datos presentados por AECL, el costo de las instalaciones y equipo requeridos para una planta de 600 ton U/año de fabricación de combustible, sería como sigue:

Instalaciones y Edificios	100 Millones de Pesos
Equipo	300 Millones de Pesos

De acuerdo con estos datos, la tabla 4.5.1c muestra las necesidades de capital para construir las instalaciones necesarias para cubrir la demanda de combustible, consignadas en la sección 4.2c, hasta el año de referencia  $t_f$ .

T A B L A 4.5.1c

NECESIDADES DE CAPITAL PARA LA ETAPA DE  
FABRICACION DE COMBUSTIBLE  
(Millones de Pesos)

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	594	506	1,100
$t_0+5$	1,080	920	2,000
$t_f$	1,296	1,104	2,400

#### D) FABRICACION DE AGUA PESADA

Como se mencionó anteriormente, dentro de los requerimientos de materiales y servicios necesarios para el ciclo de uranio natural, se debe tomar en cuenta la demanda de agua pesada, ya que representa un requerimiento esencial y relativamente inflexible, pues no hay alternativas para su sustitución y los reactores CANDU no pueden ser operados sin este material. Además, llega a representar hasta un poco más de un sexto del costo inicial de cada planta CANDU.

El agua pesada se necesita como un insumo inicial grande, requiriéndose posteriormente cerca del 1% del inventario anual para reposición por pérdidas.

Dada la importancia que tiene el agua pesada para la operación de los reactores CANDU, es necesario contar con la capacidad para suministrar, en todas las etapas del programa nuclear propuesto, las cantidades requeridas. Esto traería como consecuencia que la operación de los reactores no dependa del extranjero por falta de un elemento crítico en su funcionamiento.

Para lograr lo anterior, se debe contar con un programa que esté orientado a la fabricación nacional de agua pesada. Este tipo de programas son más susceptibles a los riesgos asociados con la transferencia de tecnología, el establecimiento de una nueva industria y el de tener un excedente en la capacidad de producción de agua pesada, en el caso de que la construcción planeada de reactores no se efectúe como lo indica el programa y siempre que la alternativa de venta no sea ventajosa.

#### 4.1d TRANSFERENCIA DE TECNOLOGIA

La elección adecuada de la tecnología, así como la forma en la cual esta sea transferida, son medidas que ayudarán a reducir el riesgo de implementar un programa de producción de agua pesada.

AECL considera que la transferencia de tecnología de producción de agua pesada a México, sea llevada a cabo en la etapa inicial del programa nucleoelectrico, para asegurar que México pueda ejercer el máximo grado de control e independencia en la ejecución del programa de producción de agua pesada.

AECL opina que se debe tener como objetivo principal completar el proceso de transferencia-recepción de tecnología para producir agua pesada, en un período de seis años después de tomar la decisión de instalar la primera planta.

Después de este período, se debe esperar que México elabore su propio programa de desarrollo para obtener la mano de obra especializada para el diseño, construcción y operación de sus plantas de agua pesada. Además del desarrollo de un grupo de soporte técnico que cubra todas las disciplinas importantes, como son: ingenieros químicos, mecánicos, metalurgistas y electricistas.

Este grupo de soporte técnico deberá ser capaz de realizar y revisar el diseño de las plantas, responsable del avance tecnológico y lo más importante, de la experiencia para el arranque y operación inicial.

Después del período de 6 años, debe esperarse que la transferencia de tecnología continúe, pero ya como un intercambio entre las partes asociadas, concentrando los esfuerzos sobre la instrucción especializada e intercambio de información en áreas específicas para la producción de agua pesada.

AECL recomienda que el programa de transferencia de tecnología utilice los siguientes mecanismos:

- Transferencia de documentación
- Programas de entrenamiento, particularmente "sobre el trabajo" tanto en México como en instalaciones del proveedor
- Adición de un grupo de tecnólogos experimentados del proveedor a las instalaciones mexicanas.

El programa de transferencia de tecnología, deberá cubrir cinco áreas primarias de actividad:

- Diseño, ingeniería y construcción
- Pruebas y arranque
- Operación y mantenimiento
- Soporte técnico
- Desarrollo del proceso

Para la primera planta AECL recomienda que se provea la siguiente información:

- Diagramas de flujo del proceso
- Manuales de diseño
- Especificaciones y normas
- Control de calidad y requerimientos de inspección

Con esta tecnología se espera que México pueda responsabilizarse del manejo, diseño, ingeniería, consecución y construcción del proyecto.

Ya que lo más probable, es que el grupo técnico mexicano no esté listo durante la fase de diseño de la primera planta, el proveedor de tecnología ofrece actuar como asesor en áreas claves especializadas como:

- Tecnología de proceso
- Control del proceso
- Materiales
- Compras
- Control de calidad
- Seguridad
- Otras si son requeridas

Este servicio de asesoría se recomienda que se dé hasta que el grupo de soporte técnico mexicano llegue a ser completamente operacional, lo que puede esperarse que suceda a partir de la fecha en que se decida instalar la tercera planta.

Finalmente, el consultor recomienda que en México estén en servicio un mínimo de dos técnicos especialistas para los primeros cinco años del programa de construcción para proveer y coordinar soporte especializado, además de considerar personal adicional de intercambio durante los primeros dos años del programa, para asegurar la sucesiva transferencia exitosa de la tecnología de diseño.

#### 4.2d INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Las instalaciones de agua pesada emplean una infraestructura industrial similar a las utilizadas por la industria química y petroquímica, las cuales, se encuentran bien desarrolladas en México. Aunque bien, existen factores especiales y únicos que incluyen el gran tamaño de muchos elementos que componen el equipo principal, el cual demanda requerimientos de control de calidad y seguridad poco usuales.

La fabricación de agua pesada es intensiva tanto en capital como en energía, es por esto que debe ser cuidadosamente integrada en el programa de potencia global para asegurar la utilización óptima de estos recursos tan valiosos.

A este respecto, AECL fundamenta que la elección de un programa de producción de agua pesada debe basarse en ciertos principios, entre los que sobresalen:

- Programa de inversión de capital

La rapidez con la cual se invierta el capital para contar con las instalaciones de producción debe ser tal que pueda mantenerse.

- Administración de los recursos de construcción

El lugar de construcción de la planta deberá ser diseñado para optimizar el uso de la mano de obra, los recursos de construcción y permitir el aumento ordenado de estas instalaciones para que permitan maximizar la capacidad doméstica en las plantas de agua pesada.

- Transferencia de tecnología. Ya discutida anteriormente.



- Capacidad mínima de suministro

Como se mencionó anteriormente, se debe contar con la capacidad para suministrar los requerimientos de agua pesada, para asegurar que la operación de los reactores no dependan del extranjero por un elemento crítico en su funcionamiento. Tal producción debe estar basada en el más alto grado de seguridad de éxito, haciendo uso de tecnología demostrada y soportada sobre la experiencia de una planta establecida y operada exitosamente. Es por esto, que el diseño de las plantas no deberá desviarse demasiado de los diseños conocidos y realizados.

- Suministros importados

Hasta que el programa mexicano de agua pesada esté firmemente establecido, debe arreglarse un suministro económico y seguro de agua pesada de importación, para satisfacer los requerimientos iniciales de carga a los reactores sobre una base planeada y para dar soporte a las plantas mexicanas de producción.

- Autosuficiencia mexicana

El programa seleccionado deberá reunir a final de cuentas, la autosuficiencia mexicana en el suministro de agua pesada para el programa nucleoelectrico propuesto.

Las decisiones primarias que se deben tomar al planear las instalaciones de producción para satisfacer un programa específico son:

- Elección del proceso y selección del diagrama de flujo básico
- Tamaño unitario de la planta
- Suministro de energía
- Tamaño del complejo de producción
- Localización del sitio de la planta

- Organización operativa
- Programa de desarrollo de tecnología

Cabe mencionar que muchas de estas decisiones se harán planta por planta o complejo por complejo con base al avance del programa.

AECL considera tres diferentes escenarios para suministrar agua pesada, el primer escenario contempla la posibilidad de que México sea desde un principio autosuficiente en el suministro de agua pesada; el segundo esta basado en una minimización del capital invertido para plantas de agua pesada al inicio del programa y el tercero es un escenario intermedio, en el cual una programación ordenada de construcción de plantas de agua pesada permite la autosuficiencia en un tiempo razonable.

La producción local de agua pesada recomendada por AECL es la de tipo intermedio y está basada en un programa de construcción de plantas de una unidad de referencia canadiense de 288 ton/año por el proceso GS.

La unidad de referencia se basa en los módulos de enriquecimiento GS de las plantas de Port Hawkesbury y Bruce Heavy Water, las cuales son responsables de cerca del 80% de la producción de agua pesada canadiense.

Para propósitos de planeación, AECL recomienda que la producción de agua pesada a largo plazo sea proyectada en un rango del 70 a 75% de la capacidad nominal de la planta de referencia. Esta suposición es necesaria para permitir mantenimiento programado y no programado, interrupciones en el vapor y potencia, dificultades de operación y otros factores. Por tanto para la

planta de referencia, el nivel de operación se estimó como el 72% de la capacidad nominal de diseño que es de 400 ton/año, por lo que resulta de 288 ton/año.

Para dar mantenimiento general e inspeccionar la condición de la planta, cada 2 años un paro planeado que dura de 4 a 6 semanas se debe llevar a cabo.

Los principales requerimientos para este tipo de plantas son el suministro de agua para las operaciones de alimentación y enfriamiento, la disponibilidad de energía térmica y eléctrica, un sitio con características apropiadas y la disponibilidad de fuerza de trabajo entrenada.

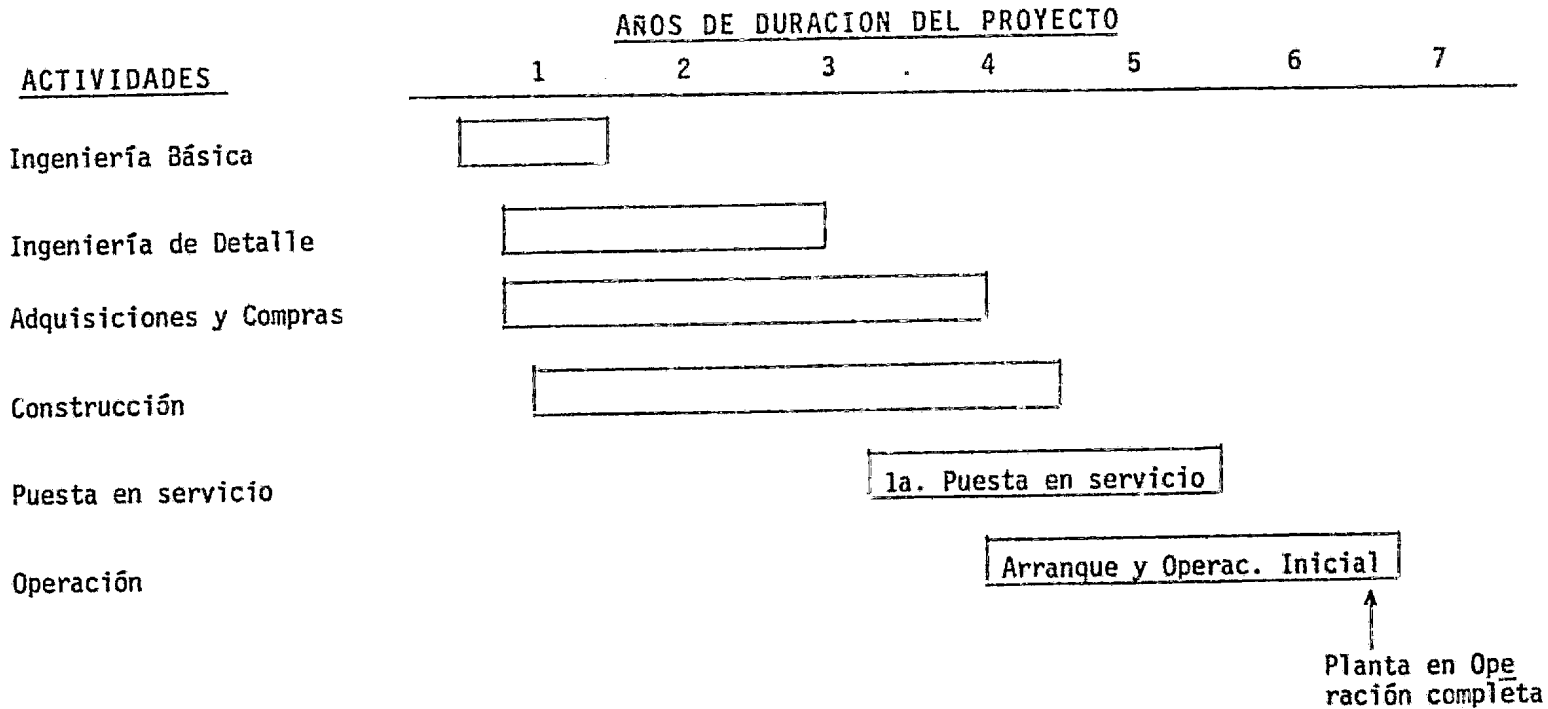
En México, existen los recursos para soportar un programa grande de construcción y operación de plantas GS y las áreas costeras del sur y oriente de Veracruz y probablemente otras áreas resultan convenientes para localizar las plantas. Además, el consultor opina que casi todo el equipo y los requerimientos de construcción de una planta de agua pesada GS, puede ser abastecido de fuentes mexicanas.

De acuerdo a la experiencia de AECL, el diseño global, la ingeniería y construcción de una planta con una unidad simple de enriquecimiento es real en un período de 6 años, como se muestra en el programa de la figura 4.2.1d.

De acuerdo a la experiencia de AECL, el programa de producción de agua pesada para la primera planta y las siguientes, sería como se muestra a continuación:

F I G U R A 4.2.1d

PROGRAMA PARA LA CONSTRUCCION DE UNA PLANTA DE FABRICACION  
DE AGUA PESADA GS CON UNA UNIDAD DE ENRIQUECIMIENTO



NOTAS:

1. La duración de la ingeniería y construcción - 4 años
2. Primera producción de agua pesada - 4½ años a partir del inicio del proyecto.
3. Planta en operación completa - 6 años a partir del inicio del proyecto.

AÑO DE OPERACION	TON/AÑO				
	<u>1</u>	<u>2</u>	<u>3</u>	<u>4</u>	<u>5</u>
PLANTA 1	43	86	173	259	288
PLANTA 2 Y SIGUIENTES	86	202	259	288	288

Tomando como base estos datos y las demandas respectivas de agua pesada calculadas en el capítulo 3, conforme al programa nucleoelectrico consignado en la tabla 3.2, se elaboró un programa de suministro de agua pesada, el cual se muestra en la tabla 4.2.1d, el cual a la vez compara los requerimientos contra los abastecimientos. La tabla 4.2.2d muestra el desglose de la producción anual hasta el año de referencia  $t_f$ .

Las características del programa de la tabla 4.2.1d son las siguientes:

- La primera planta deberá comprometerse en la fecha más inmediata posible, después de tomar la desición de proseguir con los planes globales.
- La segunda y tercera plantas estas espaciadas suficientemente para asegurar que los programas de construcción no se interfieran, los recursos pueden desarrollarse de una manera ordenada para permitir que sea alcanzado un alto contenido doméstico, además pueden ser desarrollados programas de entrenamiento para el personal de operación.

T A B L A 4 2 1 d

## "PROGRAMA DE SEMINISTRO DE AGUA POTABLE"

( TONS )

AÑO	INICIO DE CONSTRUCCION DE PLANTAS DE AGUA POTABLE		PRODUCCION ANUAL	DEMANDA ANUAL	PRODUCCION ACUMULADA	DEMANDA ACUMULADA
	ANUALES	ACUMULADAS				
t <sub>0</sub> -7	1	1	-	-	-	-
t <sub>0</sub> -6	-	1	-	-	-	-
t <sub>0</sub> -5	1	2	-	-	-	-
t <sub>0</sub> -4	-	2	-	-	-	-
t <sub>0</sub> -3	1	3	-	-	-	-
t <sub>0</sub> -2	1	4	43	-	43	-
t <sub>0</sub> -1	1	5	86	1,000	129	1,000
t <sub>0</sub>	2	8	174	500	300	1,600
t <sub>0</sub> +1	1	9	408	500	708	2,100
t <sub>0</sub> +2	1	10	603	1,000	1,311	3,100
t <sub>0</sub> +3	1	11	798	1,500	2,109	4,600
t <sub>0</sub> +4	1	12	1,191	2,000	3,300	6,600
t <sub>0</sub> +5	-	13	1,584	2,500	4,884	9,100
t <sub>0</sub> +6	-	14	2,196	3,000	7,080	12,100
t <sub>0</sub> +7	1	15	2,808	3,500	9,888	15,600
t <sub>0</sub> +8	1	16	3,420	4,000	13,308	19,600
t <sub>0</sub> +9	1	17	4,032	4,500	17,340	24,100
t <sub>f</sub>	1	18	4,644	5,000	21,984	29,100

T A B L A 4.2.2d

"PROGRAMA DE SUMINISTRO DE AGUA PESADA"

PRODUCCION ANUAL EN TONS

<u>PLANTA</u>	<u>A Ñ O S</u>												
	$t_0-2$	$t_0-1$	$t_0$	$t_0+1$	$t_0+2$	$t_0+3$	$t_0+4$	$t_0+5$	$t_0+6$	$t_0+7$	$t_0+8$	$t_0+9$	$t_f$
1	43	86	173	259	288	288	288	288	288	288	288	288	288
2			86	202	259	288	288	288	288	288	288	288	288
3					86	202	259	288	288	288	288	288	288
4						86	202	259	288	288	288	288	288
5							86	202	259	288	288	288	288
6							86	202	259	288	288	288	288
7								86	202	259	288	288	288
8								86	202	259	288	288	288
9									86	202	259	288	288
10										86	202	259	288
11											86	202	259
12												86	202
<b>T O T A L</b>	<b>43</b>	<b>86</b>	<b>259</b>	<b>461</b>	<b>633</b>	<b>864</b>	<b>1,209</b>	<b>1,699</b>	<b>2,160</b>	<b>2,534</b>	<b>2,851</b>	<b>3,139</b>	<b>3,341</b>

- El programa esta dirigido para lograr en forma gradual la autosuficiencia en el suministro de agua pesada, lo cual se logra en el año  $t_0+4$ .

Cabe mencionar que si se deseara cumplir con las necesidades del programa nucleoelectrico propuesto completamente de fuentes mexicanas, se requeriria una inversion muy alta en la construccion de plantas GS varios años antes de que cualquier reactor esté en operacion.

Se debe enfatizar que la descripción de la implementación del programa de suministro dado aquí, es solamente uno de los muchos que podrían ser desarrollados para hacer frente a los objetivos que sean planteados en el programa de transferencia de tecnología.



#### 4.3d PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

La organización y los requerimientos de personal para la planta de referencia de agua pesada GS, con una unidad de enriquecimiento para las etapas de pre-puesta en servicio, entrenamiento, puesta en servicio y operación , son resumidas abajo, en la tabla 4.3.1d.

T A B L A 4.3.1d

"REQUERIMIENTOS DE PERSONAL"

<u>AÑO DE COMPROMISO</u>	<u>1</u>	<u>2</u>	<u>3</u>	<u>4</u>	<u>5</u>	<u>6</u>	<u>7</u>
Organización Permanente	5	30	165	380	400	400	400
Administración del Proyecto	15	15	15	10	5	-	-
Entrenamiento, Puesta en servicio y arranque	10	25	40	70	70	10	-
T O T A L	30	70	220	460	475	410	400

Durante la puesta en servicio, son requeridas por un período de un año 50 personas adicionales para mantenimiento, así como 45 personas del grupo de apoyo técnico y supervisión con experiencia en la puesta en servicio y arranque. De las últimas 45 personas, 10 se retienen por 12 meses más durante la operación inicial.

Para operar y mantener la planta, es necesaria una amplia variedad de personal con diversos niveles de preparación. La fuerza total de trabajo para una planta de 288 ton/año de capacidad y con una unidad de enriquecimiento, se estima en 400 personas. La tabla 4.3.2d muestra los requerimientos del personal en tres categorías. Y la tabla 4.3.3d muestra los requerimientos de personal para el caso de una planta de 376 ton/año de capacidad y dos unidades de enriquecimiento.

T A B L A 4.3.2d

"REQUERIMIENTOS DE PERSONAL DE OPERACION"

Unidad Simple

<u>A Ñ O</u>	<u>1</u>	<u>2</u>	<u>3</u>	<u>4</u>	<u>5</u>	<u>6</u>	<u>7</u>
PROFESIONAL	20	25	40	75	75	65	55
ESPECIALIZADA	10	45	180	363	378	323	323
NO ESPECIALIZADA	0	0	0	22	22	22	22
T O T A L	30	70	220	460	475	410	400

T A B L A 4.3.3d"REQUERIMIENTOS DE PERSONAL DE OPERACION"

<u>A Ñ O</u>	<u>Unidad Dual</u>						
	<u>1</u>	<u>2</u>	<u>3</u>	<u>4</u>	<u>5</u>	<u>6</u>	<u>7</u>
PROFESIONAL	24	30	58	90	90	78	66
ESPECIALIZADA	12	54	216	458	448	438	413
NO ESPECIALIZADA	0	0	0	28	28	28	28
T O T A L	36	84	274	576	566	544	507

La organización del personal de planta varía de una planta a otra, pero un arreglo típico es tener 4 departamentos, cada uno con un director reportando al director general de la planta como sigue:

<u>DEPARTAMENTO</u>	<u>RESPONSABILIDADES</u>	<u>COMPOSICION</u>
Producción	Operación de la planta	Personal de día, 4 ó 5; personal en turnos.
Mantenimiento	Mantener, inspeccionar, y reparar la planta	Secciones de mecánica, eléctrica y mantenimiento de instrumentación, Ing. de proyecto, inspección.

<u>DEPARTAMENTO</u>	<u>RESPONSABILIDADES</u>	<u>COMPOSICION</u>
Técnico	Proveer dirección técnica y servicios.	Ing. de proceso y desarrollo, servicios de lab. y seguridad
Administración y Finanzas	Servicios administrativos y financieros.	Personal de administración y finanzas, compras, seguridad y almacenamiento.

T A B L A 4.3.4d

"ORGANIZACION DEL PERSONAL DE OPERACION"

<u>DEPTO. O SECCION</u>	<u>TOTAL</u>	<u>PROFE- SIONISTA</u>	<u>ADMINIS- TRATIVO</u>	<u>TECNICO</u>	<u>POR TURNO</u>
Director de Planta	1	1	-	-	-
Administración	50	2	38	4	6
Finanzas	25	1	18	-	6
Mantenimiento	170	10	-	25	135
Planeación	10	1	-	9	-
Producción	85	5	-	10	70
Técnico	54	34	-	20	-
Entrenamiento	5	1	-	4	-
T O T A L	400	55	56	72	217

Con base a los datos presentados en las tablas 4.3.2d y 4.3.3d, la fuerza de trabajo total necesaria desde el inicio de la primera planta hasta el año de referencia  $t_f$ , para operar las plantas de enriquecimiento SS, se consigna en la tabla 4.3.5d.

#### 4.4d PROGRAMAS DE ENTRENAMIENTO

La formación del personal empieza tan pronto como sea posible después del compromiso de instalar la planta.

Los primeros miembros del personal a ser seleccionados, serán los directores de más alta categoría de la planta. Este personal pasará como mínimo un año en una planta de agua pesada en operación donde recibirá:

- Entrenamiento "sobre la marcha"
- Cursos especializados
- Exposición y uso de los manuales de operación, mantenimiento y seguridad, los cuales formarán parte del paquete de transferencia de tecnología.

De igual manera, tan pronto como sea seleccionado el personal técnico supervisor, ingenieros y operadores principales, recibirán también durante un año el entrenamiento arriba descrito.

En suma AECL recomienda que se dé el entrenamiento arriba mencionado a 40 personas de operación por espacio de 1 año y 5 personas de la sección de soporte técnico durante 2 años.

T A B L A 4.3.5d

"REQUERIMIENTOS TOTALES DE PERSONAL PARA LAS PLANTAS GS"

(Hasta el año de referencia  $t_f$ )

REQUERIMIENTOS ANUALES

CATEGORIA	$t_0-7$	$t_0-6$	$t_0-5$	$t_0-4$	$t_0-3$	$t_0-2$	$t_0-1$	$t_0$	$t_0+1$	$t_0+2$	$t_0+3$	$t_0+4$	$t_0+5$	$t_0+6$	$t_0+7$	$t_0+8$	$t_0+9$	$t_f$
PROFESIONAL	20	25	60	100	139	170	206	230	285	300	300	276	280	198	180	100	148	100
ESPECIALIZADO	10	45	190	400	560	740	941	889	1,219	1,490	1,537	1,380	1,440	656	970	990	641	600
NO CALIFICADO	0	0	0	20	30	44	44	90	60	90	84	84	14	65	15	10	10	10
T O T A L E S	30	70	250	520	731	954	1,221	1,174	1,564	1,780	1,714	1,740	1,104	1,110	1,100	910	810	710

REQUERIMIENTOS ACUMULADOS

T O T A L E S	30	70	250	520	731	954	1,221	1,294	1,494	1,704	1,714	3,060	3,104	3,770	4,740	5,730	6,540	7,250
---------------	----	----	-----	-----	-----	-----	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------

4.5d NECESIDADES DE CAPITAL

AECL indica que el costo de capital depende del número de unidades de enriquecimiento que tenga la planta que se tome como referencia, el costo de cada una de las unidades que menciona AECL, se presenta a continuación:

"COSTOS DE CAPITAL POR TIPO DE UNIDAD"

(Millones de Pesos)

<u>U N I D A D</u>	<u>SIMPLE</u>	<u>DUAL</u>	<u>CUADRUPLE</u>
Ing. y Dirección del Proyecto	1,060	1,320	1,900
Equipo y Material	3,600	6,520	12,940
Construcción	3,120	5,380	10,560
Instalaciones fuera de la localización	560	620	840
Suministro de vapor	780	1,040	1,800
T O T A L	9,120	14,880	28,040

La tabla 4.5.1d presenta el programa de inversión de capital necesario para instalar las 16 plantas de agua pesada que se han considerado, hasta el año de referencia  $t_f$ .

Finalmente la tabla 4.5.2d muestra las necesidades de capital para la fabricación de agua pesada hasta el año  $t_f$ .

T A B L A 4.5.1D

PROGRAMA DE INVERSION PARA LAS PLANTAS DE FABRICACION DE AGUA PESADA

(Millones de Pesos)

A Ñ O	UNIDAD ENRIQUECEDORA										TOTAL
	<u>1</u>	<u>2</u>	<u>3 y 4</u>	<u>5 y 6</u>	<u>7 y 8</u>	<u>9 y 10</u>	<u>11 y 12</u>	<u>13 y 14</u>	<u>15 y 16</u>		
t <sub>0</sub> -7	1,660										1,660
t <sub>0</sub> -6	2,700										2,700
t <sub>0</sub> -5	3,140	840									3,980
t <sub>0</sub> -4	1,620	2,180									3,800
t <sub>0</sub> -3		2,920	920								3,840
t <sub>0</sub> -2		2,380	2,820								5,200
t <sub>0</sub> -1		800	4,180	920	920						6,820
t <sub>0</sub>			4,040	2,820	2,820						9,680
t <sub>0</sub> +1			2,340	4,180	4,180	920					11,620
t <sub>0</sub> +2			580	4,040	4,040	2,820					11,480
t <sub>0</sub> +3				2,340	2,340	4,180	920				9,780
t <sub>0</sub> +4				580	580	4,040	2,820				8,020
t <sub>0</sub> +5						2,340	4,180				6,520
t <sub>0</sub> +6						580	4,040				4,620
t <sub>0</sub> +7							2,340	920			3,260
t <sub>0</sub> +8							580	2,820			3,400
t <sub>0</sub> +9								4,180	920		5,100
t <sub>f</sub>								4,040	2,820		6,860



T A B L A 4.5.2DNECESIDADES DE CAPITAL PARA LA PRODUCCION  
DE AGUA PESADA

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	33,912	3,768	37,680
$t_0+5$	76,590	8,510	85,100
$t_f$	97,506	10,834	108,340

\* Ya que el consultor expresa que casi todo el equipo y materiales de construcción pueden ser proveídos en México, se estimó una participación nacional del 90% y una participación extranjera de 10% que abarcaría básicamente parte de la ingeniería y equipo no disponible en México.

CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO

E) ETAPA DE MINERIA Y CONCENTRACION

F) ETAPA DE REFINACION Y CONVERSION

G) ETAPA DE ENRIQUECIMIENTO

H) ETAPA DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE BWR O PWR

R E S U L T A D O S

I) RESULTADOS

## E) ETAPA DE MINERIA Y CONCENTRACION

Como ya se ha mencionado anteriormente, las etapas de minería y concentración siempre se realizan independientemente del ciclo de que se trate.

Además, como ya se mencionó, la integración de una industria para estas etapas, dependerá de si hay suficiente uranio en el territorio nacional y del empeño y esfuerzo que se realice durante la actividad exploratoria.

Por tanto, el análisis presentado en la sección (A) del ciclo de uranio natural es válido también para este ciclo, por lo que, iniciaremos este ciclo con la etapa de refinación y conversión.

## F) ETAPA DE REFINACION Y CONVERSION

### 4.2F INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Los datos y recomendaciones presentados en esta sección, corresponden a la compañía francesa SOFRATOME. Ellos expresan que la planta de referencia que a continuación se presenta, tiene características similares a la planta operada en Francia por la compañía Comurhex.

El proceso que utiliza esta refinería, es disolver la torta amarilla en ácido nítrico y purificar el uranio por medio de una técnica de extracción líquido-líquido con solventes.

A la solución de nitrato de uranilo que se obtiene, se le adiciona amoníaco para precipitar el diuranato de amonio, se filtra, se seca y se calcina para obtener  $UO_3$ .

El  $UO_3$  obtenido se reduce a  $UO_2$  con hidrógeno y posteriormente, por medio de una reacción de hidrofluorinación, el  $UO_2$  se convierte a  $UF_4$  al que se hace reaccionar con fluor para obtener el hexafluoruro de uranio que será alimentado a las plantas de enriquecimiento. La eficiencia de conversión del diuranato de amonio a  $UF_6$  resulta del 99.7%

SOFRATOME menciona que considerando la demanda de servicios de conversión requerida por las plantas de potencia planeadas, una capacidad inicial de 5,000 ton de U/año y una posterior expansión a 10,000 ton U/año, resulta razonable.

Desde el punto de vista estrictamente económico, la capacidad de 5,000 ton U/año como  $UF_6$  es completamente compatible con la capacidad unitaria de varios componentes del equipo principal.

De acuerdo con los consultores ASEA-ATOM y SOFRATOME, la planta de refinación-conversión a  $UF_6$  debe instalarse lo más pronto posible. Sin embargo, ASEA-ATOM sugiere que la primera planta podría empezar a operar dentro de los últimos cuatro años del período de planeación a 10 años, por su parte SOFRATOME propone que la primera planta entre en operación en el octavo año del período de planeación.

Ambos consultores indican que las primeras demandas de conversión sean cubiertas por contratos con convertidores extranjeros, dada la accesibilidad del servicio y su baja contribución económica en el costo del ciclo de combustible.

SOFRATIME indica que el diseño global, la ingeniería y construcción de la planta, se debe programar para un período de 4 años, sin incluir las negociaciones sobre transferencia de tecnología. La figura 4.2.1f muestra el programa correspondiente.

Para la construcción de la planta se deben tomar en cuenta los siguientes requerimientos:

- Seguridad : Los edificios diseñados deberán ser herméticos y deberán estar ventilados. Además, algunas estructuras serán equipadas con equipos de filtración.
- Tratamiento de desperdicios líquidos.
- Finalmente, el área necesaria para instalar la planta es de aproximadamente  $8,000 \text{ m}^2$ .

A continuación presentamos un resumen de la demanda contra el abastecimiento de los servicios de refinación-conversión a  $\text{UF}_6$ , suponiendo que la primera planta opera a completa capacidad en  $t_0+8$ .

"SINTESIS DE DEMANDA VS ABASTECIMIENTO DE  $\text{UF}_6$ "

(Tons.)

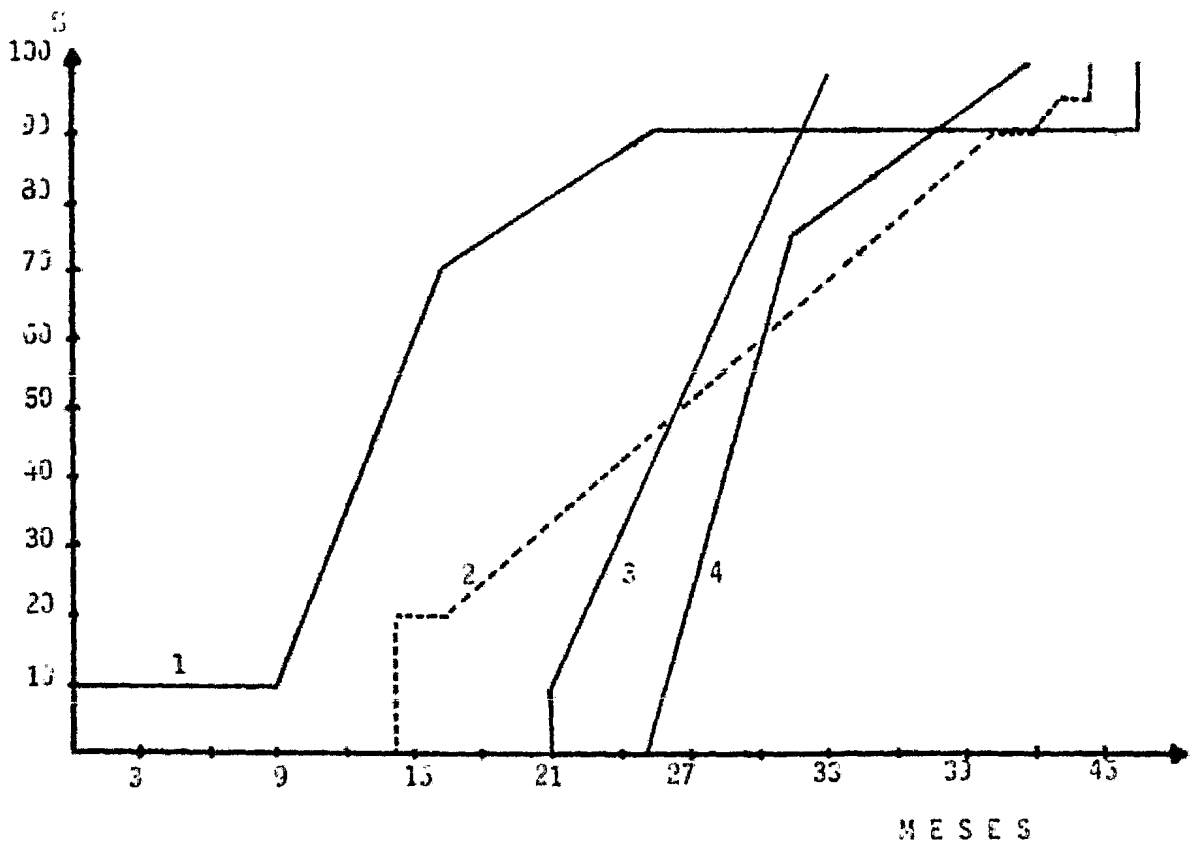
AÑO	<u>REQUERIMIENTO ANUAL*</u>	<u>ABASTECIMIENTO ANUAL</u>	<u>REQUERIMIENTO ACUMULADO</u>	<u>ABASTECIMIENTO ACUMULADO</u>
Acumulado de $t_0-2$ a $t_0+7$	16,312	Por importación	16,312	-
$t_0+8$	4,422	5,000	20,734	5,000
$t_0+9$	5,016	5,000	25,750	10,000
$t_f$	5,611	5,000	31,361	15,000

\* De acuerdo a tabla 3.12 .

FIGURA 4.2.1F

PROGRAMA DE EROGACION DE CAPITALPLANTA DE CONVERSION A UF<sub>6</sub>

1. Ingeniería
2. Equipo
3. Obra Civil
4. Otras instalaciones



4.3F PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

El personal requerido para operar y administrar la planta de refinación-conversión a UF<sub>6</sub>, se muestra en la tabla 4.3.1F. Se recomienda que el personal de gerencia y supervisión sea egresado de alguna carrera de ingeniería o equivalente, como puede observarse de la organización, será necesaria una buena cantidad de químicos y de personal capacitado.

T A B L A 4.3.1F

"ORGANIZACION Y REQUERIMIENTOS DE PERSONAL PARA  
UNA PLANTA DE REFINACION-CONVERSION A UF<sub>6</sub>"

## O R G A N I Z A C I O N:

	<u>GERENTES</u>	<u>SUPER- VISORES</u>	<u>QUIMICOS</u>	<u>EMPLEA DOS</u>	<u>OBRE ROS</u>	<u>TOTAL</u>
Gerencia en Planta	1	-	-	-	-	1
Administración	1	2	-	11	-	14
Laboratorio	1	-	19	-	-	20
Operación	1	12	-	-	60	73
Mantenimiento	1	2	-	3	43	49
Servicios	-	3	-	2	25	30
Seguridad	-	1	-	-	2	3
<b>T O T A L</b>	<b>5</b>	<b>20</b>	<b>19</b>	<b>16</b>	<b>130</b>	<b>190</b>

"PERSONAL REQUERIDO POR NIVELES DE PREPARACION"

<u>AL AÑO</u>	<u>NO ESPECIALIZADO</u>	<u>ESPECIALIZADO</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	-	-	-	-
$t_0+5$	-	-	-	-
$t_f$	146	19	25	190

4.4F PROGRAMAS DE ENTRENAMIENTO

Para desarrollar el personal requerido para operar y administrar una planta de refinación, se recomienda entrenar a personal clave en una planta que se encuentre en operación, complementado con cursos especiales.

Para este tipo de entrenamiento, se estima que, se requerirán 5 profesionistas con experiencia similar al área donde recibirán el entrenamiento por un período de 6 a 8 meses. Además, serán necesarias 10 personas más por un período de 3 a 4 meses para las áreas de operación, mantenimiento, control de calidad y servicios, y seguridad.



4.5F NECESIDADES DE CAPITAL

De acuerdo con SOFRATOME, el desglose de la inversión para una planta de 5,000 ton U/año de conversión a UF<sub>6</sub> instalada en México, se muestra en la tabla 4.5.1F. El consultor hace especial énfasis, en que la fabricación del equipo empleado en la planta necesita una tecnología altamente avanzada, por lo que de acuerdo a su experiencia aproximadamente el 70% del equipo se tendrá que importar para la primera planta.

T A B L A 4.5.1F

"INVERSION GLOBAL EN MEXICO PARA UNA  
PLANTA DE REFINACION-CONVERSION A UF<sub>6</sub>"  
(Millones de Pesos)

<u>CONCEPTO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
Equipo	170	360	530
Montaje	40	-	40
Otro equipo	450	-	450
Obra Civil	240	-	240
Contingencias	90	40	130
Equipo y Accesorios de soporte	430	-	430
Acondicionamiento y Preparación del terreno	40	-	40
Refacciones	30	10	40
Ingeniería	190	190	380
T O T A L	1,680	600	2,280

Este capital se erogaría en cuatro años aproximadamente y las necesidades de capital para esta etapa de refinación-conversión hasta el año de referencia  $t_f$ , se muestra en la tabla 4.5.2F.

T A B L A 4.5.2F

"NECESIDADES DE CAPITAL PARA LA ETAPA DE REFINACION-CONVERSION"

(Millones de Pesos)

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	-	-	-
$t_0+5$	581	347	928
$t_f$	1,680	600	2,280

## G) ETAPA DE ENRIQUECIMIENTO

En la presente etapa de avance científico, existen varios procesos de enriquecimiento de uranio para incrementar la proporción del isótopo fisiónable U-235, la cual es del 0.7% en el uranio natural. La proporción del isótopo fisiónable debe ser incrementada sobre un 3.25%, para la fabricación de combustible que se alimenta a las plantas de agua ligera.

De los dos procesos que se encuentran actualmente a nivel industrial, la difusión gaseosa, es el que representa casi la capacidad total en el mundo, encabezada por los Estados Unidos, Rusia y Francia. El otro proceso esta basado en el fenómeno de centrifugación y actualmente sólo representa una pequeña parte de la capacidad de enriquecimiento en el mundo.

Sin embargo, SOFRATOME menciona que, Francia ha desarrollado un proceso basado en intercambio químico, tal como el utilizado para la fabricación de agua pesada. El proceso, explica SOFRATOME, ha estado varios años en estudio en el Commissariat a l'Energie Atomique o CEA, y puede ser llevado a escala comercial.

Dadas las perspectivas, se procederá a analizar las dos alternativas que ofrece el consultor y que son: el proceso de difusión gaseosa y el proceso por intercambio químico.

### - DIFUSION GASEOSA

#### 4.2G.I INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Como se explicó en el capítulo 2, el proceso de difusión gaseosa, esta basado en la diferencia de la velocidad de

paso de moléculas gaseosas, en términos de su masa, a través de una pared porosa llamada barrera.

La capacidad de producción de una planta de difusión, se caracteriza por el número de unidades de trabajo separativo que es capaz de producir. Esta cantidad corresponde a la energía que es necesitada para producir el enriquecimiento del uranio.

Como un orden de magnitud, la capacidad correspondiente para una planta de 1,000 MWe es de 100,000 UTS/año. Este dato puede ser utilizado para calcular la capacidad local para suministrar un programa de potencia nuclear dado. Sin embargo, la experiencia dice que para un costo óptimo en este proceso de difusión gaseosa, se debe adoptar una capacidad de varios millones de UTS por año, abajo de esta magnitud, el costo de producción será una cantidad elevada, mayor que el costo en el mercado internacional.

Además, es muy conveniente utilizar, para una planta nueva, equipo como el que ha sido diseñado y desarrollado para la planta de EURODIF.

En base a estas consideraciones, la planta deberá tener una capacidad entre  $6$  y  $10 \times 10^6$  UTS/año. La capacidad exacta deberá determinarse durante un estudio específico cuya base de cálculo sea la optimización.

La planta de referencia que recomienda SOFRATOME para ser construída en México, es de una capacidad de  $9 \times 10^6$  UTS/año. La planta ocupa una superficie de 230 hectáreas y el arreglo general de la planta dependerá del sitio donde se localice.

El sitio deberá ser seleccionado en base a los requerimientos de infraestructura, tal como: terreno, agua, transporte naval y terrestre, condiciones atmosféricas, interconexiones eléctricas y requerimientos humanos.

Como una regla general, la parte principal de la planta consiste de la cascada, la cual esta formada de un número de etapas de difusión, lo cual constituye la parte activa de la planta.

Además, a esta unidad hay un número de instalaciones auxiliares compuestas por:

- El anexo de uranio
- La subestación eléctrica que ocupa de 20 a 30 hectáreas
- Las instalaciones de eliminación de calor
- El equipo de control

La cascada se instala en cuatro edificios, los cuales tienen las siguientes características:

- 1 edificio de 220 X 230 M, conteniendo 14 grupos de 20 unidades de enriquecimiento bajo grandes.
- 1 edificio de 285 X 485 M, conteniendo 20 grupos de unidades muy grandes.
- 1 edificio de 340 X 485 M, conteniendo 14 grupos de unidades super grandes.
- 1 edificio de 340 X 485 M, conteniendo 16 grupos de unidades super grandes.

Cabe mencionar, que la operación de la planta requiere de una gran demanda de energía eléctrica, por lo que en el sitio de localización de la planta deben existir plantas de generación eléctrica.

De acuerdo con SOFRATOME, la construcción de la planta es alcanzable en un período de 8 años y la capacidad de la planta es puesta en servicio progresivamente, como se muestra a continuación:

<u>AÑO</u>	<u>CAPACIDAD PUESTA EN OPERACION SOBRE EL TIEMPO</u> <u>% APROXIMADO</u>
1	20
2	60
3	80

Por tanto, se debe hacer énfasis en que una planta de este tipo es intensiva tanto en capital como en energía, por lo que la integración de esta industria se debe llevar a cabo cuidadosamente, para aprovechar óptimamente estos recursos tan valiosos. En consecuencia, una planta de difusión gaseosa de acuerdo con la demanda de UTS anuales calculadas en el capítulo 3, no se justifica dentro del período de planeación del año  $t_0$  al  $t_f$  que hemos tomado como base, por lo que deberá ser necesario que se planeen varios años después hasta que la demanda de UTS justifiquen la construcción de una planta local.

A pesar de lo expuesto, se continuará proporcionando los datos de personal y costos de capital que deberán tomarse sólo como un paquete de información.

#### 4.3G.I PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

El personal que se necesita para operar la planta únicamente puede ser determinado cuando la selección final de la capacidad de la planta se haya hecho. Sin embargo, una aproximación de la fuerza de trabajo necesaria para la planta de referencia se estima en 950 personas, organizadas como a continuación se presenta:

<u>Sección o Area</u>	<u>No. de Personas</u>
- Personal de Dirección y Administración Principalmente responsable del manejo de personal servicios generales y relaciones humanas.	100
- Personal de Soporte Técnico Responsable de la producción y mantenimiento programado de la planta.	100
- Personal de Soporte Logístico Responsable del procuramiento y manejo de existencias	75
- Operación y Mantenimiento	
* Supervisión e ingenieros de Sistemas	100
* Control, operación principal de la planta y cambios en la operación de la planta	150
* Laboratorio	40
* Mantenimiento	385
T O T A L	950

A continuación, se muestran las necesidades de personal por nivel de preparación:

<u>AL AÑO</u>	<u>NO ESPECIALIZADO</u>	<u>ESPECIALIZADO</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
Probable- mente $t_f +7$	500	400	50	950

#### 4.5G.I NECESIDADES DE CAPITAL

Según SOFRATOME, el estimado del costo de la planta de referencia dependerá de numerosos parámetros que envuelven desde la selección del sitio, la tecnología y condiciones como el tiempo de construcción, etc.

De acuerdo a las condiciones de la planta de EURÓDIF, la erogación del capital en la construcción de la planta se llevará al menos 7 años, de la manera siguiente:

<u>AÑO</u>	1	2	3	4	5	6	7	<u>TOTAL</u>
%	3	6	12	20	22	21	16	100

El desglose de la inversión conforme al criterio de SOFRATOME para la construcción de una planta de difusión en México, se presenta en la tabla 4.5.1G.I. Este costo no incluye los intereses causados durante la construcción ni el monto por concepto de refacciones y suministros.



T A B L A 4.5.1G.I

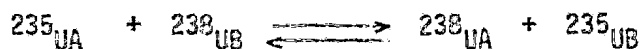
INVERSION GLOBAL EN MEXICO PARA UNA  
PLANTA DE DIFUSION GASEOSA  
(Millones de Pesos)

<u>CONCEPTO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
Difusores	6,200		6,200
Barreras		19,700	19,700
Compresores	15,400		15,400
Equipo Eléctrico	6,400		6,400
Equipo de Proceso	19,200		19,200
Obra Civil	5,400		5,400
Contingencias	3,200	1,200	4,400
Ingeniería	3,700	900	4,600
T O T A L	59,500	21,800	81,300

- INTERCAMBIO QUIMICO

4.2G.II INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

La operación de este proceso se basa en el siguiente principio: considerense 2 compuestos de uranio en contacto uno con otro UA y UB, resaltando que la abundancia isotópica de los dos difiere levemente, como resultado de una reacción química caracterizada por un equilibrio constante:



La cinética global de intercambio resulta de la superposición de la disociación-reasociación cinética de UA y UB; cinética de reacción química, de una manera, y la cinética de transferencia de interfase, en la otra. De acuerdo a casos específicos, uno o ambos fenómenos determinarán la rapidez global de intercambio.

De acuerdo a SOFRATOME, en este método la constante de separación es mayor a  $2 \times 10^{-3}$ , la cinética global es buena y la tecnología relativamente convencional.

El proceso no ha sido todavía aplicado comercialmente, pero ha estado sujeto a investigación y desarrollo por 10 años, durante los cuales todos los problemas técnicos han sido resueltos y los estudios para seleccionar la tecnología para aplicación industrial han sido completados.

SOFRATOME recomienda que las plantas comerciales que utilicen este proceso, esten compuestas de un cierto número de módulos de 375,000 UTS/año. Cada módulo será independiente y deberá enriquecer el uranio que sea alimentado sobre un 3% del isótopo fisionable U-235.

Además, cada módulo constará de dos cascadas enlazadas por un flujo pequeño, y una planta comercial comprenderá un cierto número de módulos en paralelo abastecidos por los servicios auxiliares apropiados.

Según SOFRATOME, se ha demostrado que la tecnología adoptada asegura un buen nivel de competitividad para plantas compuestas de 1 a 10 módulos.

La planta de referencia recomendada por SOFRATOME posee 8 módulos. Esta planta se estima ocupará un área plana de 250,000 M<sup>2</sup> y el terreno debe tener buena capacidad de carga y no debe haber riesgo sísmico.

La ingeniería química envuelta es convencional y los equipos de contacto son comunmente encontrados en industrias petroquímicas y farmacéuticas.

SOFRATOME recomienda que para la construcción de una planta de este tipo, se deben tomar 6 años, sin incluir el tiempo necesario para licenciamientos, selección y compra del sitio, etc. Ahora bien, los módulos estarán en operación 35 meses después del inicio de la construcción de la planta, pero la operación comercial se iniciará 50 meses después del inicio de la construcción.

En la opinión de SOFRATOME, la planta de enriquecimiento por intercambio químico podría entrar en operación en el año  $t_0+8$ , en el cual la demanda justifica la operación local de los servicios de enriquecimiento. En base a lo anterior, todos los servicios de enriquecimiento en los primeros años deben ser importados.

A continuación presentamos un resumen de la demanda contra el abastecimiento de los servicios de enriquecimiento, suponiendo que la planta opera a completa capacidad en el año  $t_0+8$ .

SINTESIS DE DEMANDA VS ABASTECIMIENTO DE LOSSERVICIOS DE ENRIQUECIMIENTO

(TONS UTS)

<u>A ñ O</u>	<u>REQUERIMIENTO ANUAL *</u>	<u>ABASTECIMIENTO ANUAL</u>	<u>REQUERIMIENTO ACUMULADO</u>	<u>ABASTECIMIENTO ACUMULADO</u>
Acumulado de $t_0-1$ a $t_0+7$	8,903	Por importación	8,903	Por importación
$t_0+8$	2,767	3,000	11,670	3,000
$t_0+9$	3,224	3,000	14,894	6,000
$t_f$	3,680	3,000	18,574	9,000

\* De acuerdo a la tabla 3.13

4.3G.II PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

El personal requerido para operar y administrar la planta de enriquecimiento por intercambio químico, se estima en 1,200 personas. Será necesario para este tipo de planta, personal altamente calificado, en una gran variedad de carreras y oficios y en diversos niveles. La tabla 4.3.1G.II muestra los requerimientos de personal por niveles de preparación hasta el año de referencia  $t_f$ .

T A B L A 4 3.1G.II

"PERSONAL REQUERIDO POR NIVELES DE PREPARACION"

<u>AL AÑO</u>	<u>NO ESPECIALIZADO</u>	<u>ESPECIALIZADO</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	-	-	-	-
$t_0+5$	-	-	-	-
$t_f$	700	400	100	1,200

4.4G.II PROGRAMA DE ENTRENAMIENTO

La formación del personal debe comenzar tan pronto como sea posible después del compromiso de instalar la planta.

Los primeros miembros del personal a ser seleccionados, serán los directores de más alta categoría de la planta. Este personal deberá recibir entrenamiento sobre la marcha, en las instalaciones disponibles que tenga el tecnólogo. Además recibirá cursos especializados y exposición y uso de los manuales de operación, mantenimiento y seguridad.

De igual manera, tan pronto como sea seleccionado el personal técnico supervisor, ingenieros y operadores principales, recibirán un entrenamiento similar.

Se estima que serán necesarias aproximadamente 60 personas para las áreas de operación y mantenimiento, las que recibirán mínimo un año de entrenamiento y deberán ser programadas

de acuerdo al avance físico de la planta en México. Para las áreas de administración y soporte técnico, se estima que serán necesarias de 10 a 12 personas con un alto estándar, buen entendimiento del inglés y con gran habilidad de rápido aprendizaje para asimilar lo más pronto posible la tecnología. Este personal deberá recibir entrenamiento, mínimo por espacio de 2 años y también deberá programarse de acuerdo al avance físico de la planta en México.

Se espera de este personal que después de recibir el entrenamiento en el extranjero, sea capaz de entrenar al personal en México sobre la marcha.

#### 4.5G.II NECESIDADES DE CAPITAL

De acuerdo con SOFRATOME, el estimado de la inversión de la planta de intercambio químico, sería de una magnitud de 25,400 millones de pesos. El desglose de esta inversión se presenta en la tabla 4.5.1G.II .

T A B L A 4.5.1G.II

INVERSION GLOBAL EN MEXICO PARA UNA PLANTA DE  
ENRIQUECIMIENTO POR INTERCAMBIO QUIMICO

(Millones de Pesos)

A R E A S

<u>CONCEPTO</u>	<u>Reacción de Inter-</u> <u>cambio isotópico</u>	<u>Anexos de</u> <u>Reflujo</u>	<u>Auxiliares y</u> <u>Sobrecosto</u>	<u>Total</u>
Equipo de Proceso	6,858	3,556		
Tubería, Bombas y Accesorios	2,032	1,016		

T A B L A 4.5.1G.II

(Continuación)

<u>CONCEPTO</u>	<u>Reacción de Inter- cambio isotópico</u>	<u>Anexos de Reflujo</u>	<u>Auxiliares y Sobrecosto</u>	<u>Total</u>
Planta de potencia Equipo de distribu- ción e instrumenta- ción.	2,032	1,016		
Obra Civil	2,540	762		
T O T A L	13,462	6,350	5,588	25,400

Conforme al tipo de equipo necesario y a la estimación de la participación de la industria mexicana en la fabricación de equipos y componentes, para este tipo de planta, se estima que la participación nacional alcanzará el 90%, el 10% restante correspondería a ingeniería y equipo no disponible en México. Finalmente la tabla 4.5.2G.II muestra las necesidades de capital para la etapa de enriquecimiento de uranio hasta el año de referencia  $t_f$ .

T A B L A 4.5.2G.II

NECESIDADES DE CAPITAL PARA LA  
ETAPA DE ENRIQUECIMIENTO

(Millones de Pesos)

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	-	-	-
$t_0+5$	-	-	-
$t_f$	22,860	2,540	25,400

## H) ETAPA DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE BWR O PWR

### 4.2H INSTALACIONES REQUERIDAS PARA SUMINISTRO

Los datos y recomendaciones aquí presentados, corresponden al estudio hecho por la compañía francesa SOFRATOME, en la construcción de una planta de fabricación de combustible en México.

El programa de integración de esta industria, se basa en la suposición, de que todo el dióxido de uranio en pastillas requerido por el programa nucleoelectrico, será procesado en México.

Tanto SOFRATOME como ASEA-ATOM sugieren que las plantas de fabricación de combustible se construyan en forma modular, con una capacidad de 200 ton U/año. Esto ofrece la ventaja de realizar incrementos en la inversión de acuerdo a la demanda inicial y subsecuente que se tenga de combustible nuclear.

Ahora bien, la siguiente descripción se basa en una unidad de producción de 600 ton U/año, compuesta por 3 módulos de 200 ton U/año como se expuso anteriormente.

El trabajo en las instalaciones de la planta, cae dentro de dos categorías principales:

#### - CERAMICA

Corresponde al manejo y transformación de materiales nucleares, envuelve riesgos específicos por lo que demanda: monitoreo y control atmosférico, rigurosos estándares de seguridad, y monitoreo y procesamiento de efluentes y desperdicios sólidos.



- MECANICA

Corresponde a la prevención de la contaminación externa por  $UO_2$  de las barras y revestimientos, componentes estructurales y máquinas y talleres en general.

Esta separación de los dos tipos de trabajo se debe reflejar en el diseño global y arreglo general de la planta, los cuales deberán evidentemente alcanzar el balance óptimo entre eficiencia operacional y seguridad.

Dentro de las instalaciones, los servicios generales deberán incluir todas las oficinas necesarias, vestidores, baños y sanitarios, laboratorios, talleres de mantenimiento y reparación, planta de procesamiento de agua, etc.

Por tanto, el área necesaria para cada sección arriba descrita, se presenta a continuación:

CERAMICA	6,500 M <sup>2</sup>
MECANICA	18,000 M <sup>2</sup>
SERVICIOS GENERALES	<u>2,500 M<sup>2</sup></u>
T O T A L	27,000 M <sup>2</sup>

La planta esta diseñada para operar con módulos de 200 ton U/año, cada módulo compuesto por:

- Sección de conversión  
Trabajando 3 turnos de ocho horas, 5 días por semana
- Sección de empastillado
- Sección de fabricación de barras de combustible
- Sección de ensamble  
Estas 3 últimas trabajando 2 turnos de ocho horas, 5 días por semana y operando toda la planta 47 semanas por año.

La tabla 4.2.1H muestra el plan de construcción de 2 plantas de fabricación de combustible y a la vez compara el abastecimiento contra los requerimientos de combustible, consecuente con este plan, la figura 4.2.1H presenta el programa de construcción de una planta de 600 ton U/año conforme a la experiencia de SOFRATOME y la Fig. 4.2.2H presenta el programa de construcción de las dos plantas que satisficieran la demanda hasta el año de referencia  $t_f$ .

De la tabla 4.2.1H se observa, que hasta el año  $t_0+1$ , México tendría que importar parte de sus requerimientos de combustible pero en adelante sería autosuficiente.

#### 4.3H PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES

Una planta de 600 ton U/año emplea alrededor de 600 gentes. El número de personas puede únicamente ser fijado aproximadamente ya que dependerá del grado de automatización, interfases de suministro y actitudes locales hacia el empleo.

Por supuesto, cierto personal será requerido, tal como: electricistas, mecánicos, soldadores, etc. Para este personal no es necesario que tenga o se le proporcione entrenamiento nuclear al comienzo. Al personal de supervisión y jefes de turno, en general necesitarán algún entrenamiento específico.

En síntesis, la fuerza de trabajo se incrementará de acuerdo a el rango de producción, como se muestra a continuación:

<u>CAPACIDAD EN TON U/AÑO</u>	<u>PERSONAL</u>
200	250
600	600
1,200	990

T A B L A 4.2.1H

<u>A Ñ O</u>	<u>REQUERIMIENTOS</u>	<u>ABASTECIMIENTO (2)</u>		<u>REQUERIMIENTO</u>	<u>ABASTECIMIENTO</u>
	(1)	<u>PLANTA 1</u>	<u>PLANTA 2</u>	<u>ACUMULADO</u>	<u>ACUMULADO</u>
$t_0-1$	124	-	-	124	-
$t_0$	124	-	-	248	-
$t_0+1$	153	100	-	401	100
$t_0+2$	181	200	-	582	300
$t_0+3$	209	300	-	791	600
$t_0+4$	238	400	-	1,029	1,000
$t_0+5$	390	400	-	1,419	1,400
$t_0+6$	668	500	-	2,087	1,900
$t_0+7$	724	600	100	2,811	2,600
$t_0+8$	838	600	200	3,649	3,400
$t_0+9$	951	600	300	4,600	4,300
$t_f$	1,065	600	500	5,665	5,400

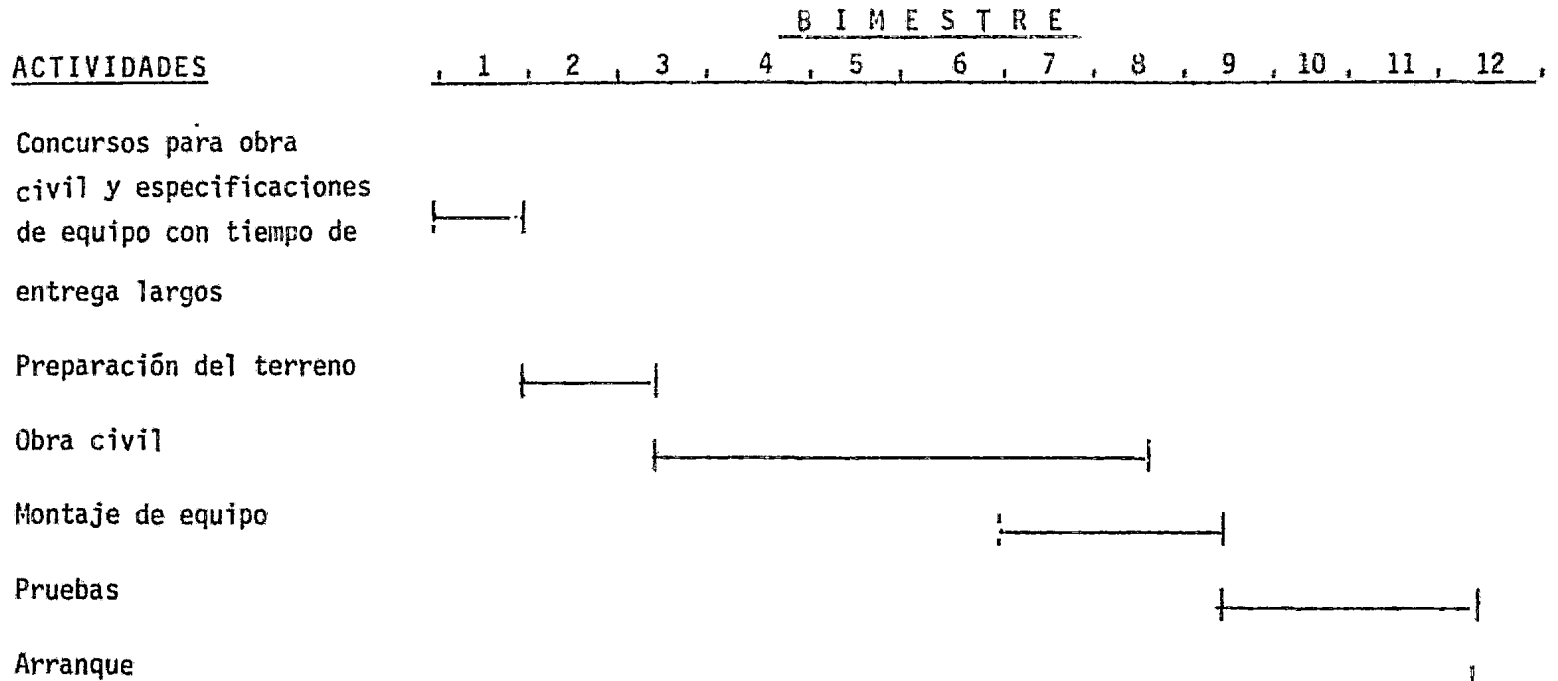
1) Conforme a la tabla 3

2) Supone 50% de capacidad en el primer año de producción y 100% en el segundo.

"PROGRAMA DE CONSTRUCCION PARA UNA PLANTA DE

FABRICACION DE COMBUSTIBLE PWR O BWR"

(600 Ton U/año)



F I G U R A 4.2.2H

"PROGRAMA DE CONSTRUCCION DE LAS PLANTAS DE

FABRICACION DE COMBUSTIBLE"

<u>PLANTA</u>	<u>CAPACIDAD</u>	$t_0-2$	$t_0-1$	$t_0$	$t_0+1$	$t_0+2$	$t_0+3$	$t_0+4$	$t_0+5$	$t_0+6$	$t_0+7$	$t_0+8$	$t_0+9$	$t_f$
1	600 ton U/año													
2	600 ton U/año													

A) Inicio de la construcción.

B) Arranque de la planta .

Finalmente, la tabla 4.3.1H muestra las necesidades de personal hasta el año de referencia  $t_f$ .

T A B L A 4.3.1H

"PERSONAL REQUERIDO POR NIVELES DE PREPARACION"

<u>AL AÑO</u>	<u>ESPECIALIZADO</u>	<u>NO ESPECIALIZADO</u>	<u>PROFESIONAL</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	133	83	34	250
$t_0+5$	160	100	40	300
$t_f$	460	350	70	880

4.4H PROGRAMAS DE ENTRENAMIENTO

Como en los casos anteriores, un programa de entrenamiento en el extranjero consistiría principalmente de trabajo como empleado regular en una planta en operación complementado con cursos especiales.

Es necesario que el personal seleccionado cuente con experiencia y habilidad para aprender rápido. Se estima que se requerirán de 10 a 12 personas para entrenarse en las áreas de administración, conversión, empastillado, montaje y control de calidad. El mejor período de entrenamiento sería aproximadamente un año.

Para el entrenamiento en México, se espera que el personal entrenado en el extranjero, sea capaz de proporcionar el entrenamiento sobre la marcha, 4 meses antes de arrancar la planta.

#### 4.5H NECESIDADES DE CAPITAL

De acuerdo con SOFRATOME, el desglose de la inversión para una planta de 600 ton U/año de fabricación de combustible es como se muestra en la tabla 4.5.1H .

T A B L A 4.5.1H

INVERSION GLOBAL EN MEXICO PARA UNA PLANTA

DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE

(Millones de Pesos)

<u>CONCEPTO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
Equipo Proceso	420	900	1,320
Equipo eléctrico	310	120	430
Obra civil	460	-	460
Contingencias	120	100	220
Ingeniería	130	130	260
<b>T O T A L</b>	<b>1,440</b>	<b>1,250</b>	<b>2,690</b>

La tabla 4.5.2H muestra las necesidades de capital para la etapa de fabricación de combustible PWR o BWR hasta el año de referencia  $t_f$ .

T A B L A 4.5.2H

NECESIDADES DE CAPITAL PARA LA ETAPA DE

FABRICACION DE COMBUSTIBLE PWR O BWR

<u>AL AÑO</u>	<u>MONTO NACIONAL</u>	<u>MONTO EXTRANJERO</u>	<u>TOTAL</u>
$t_0$	1,440	1,250	2,690
$t_0+5$	2,290	1,875	4,165
$t_f$	2,880	2,500	5,380

I) RESULTADOS

Finalmente, para concluir el capítulo, a continuación se presentan las tablas comparativas entre los ciclos de combustible, en lo que respecta a instalaciones necesarias, personal requerido por las instalaciones y necesidades de capital para diseñar, construir y operar las instalaciones que han sido planeadas.



"INSTALACIONES NECESARIAS PARA SUMINISTRO"

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0+5</sub></u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0+5</sub></u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Concentración	2	6	12	2	6	12
Refinación y Conversión	1	1	2	-	-	:
Fabricación de Combustible	1	4	6	-	1	2
Enriquecimiento*	-	-	-	-	-	1
Fabricación de Agua Pesada	2	8	12	-	-	-

\*Por intercambio químico

"CAPACIDAD INSTALADA DE LAS PLANTAS"

(Ton/año)

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Concentración como U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	1,080	3,240	6,480	1,080	3,240	6,480
Refinación y Conversión como UO <sub>2</sub>	1,000	2,700	5,400	-	-	5,000
Fabricación de combustible como UO <sub>2</sub>	600	3,000	3,600	-	600	1,200
Enriquecimiento* como TS	-	-	-	-	-	3,000
Fabricación de Agua Pesada como D <sub>2</sub> O	576	2,304	3,456	-	-	-

\* Por Intercambio químico

T A B L A 4.31

"PERSONAL PARA LAS INSTALACIONES"

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Minería y Concentración	550	2,750	6,050	550	2,750	6,050
Refinación y Conversión	100	175	350	-	-	190
Fabricación de combustible	295	1,180	1,770	250	300	883
Enriquecimiento	-	-	-	-	-	1,200
T O T A L	945	4,105	8,170	800	3,050	8,320
Fabricación de Agua Pesada	1,554	3,161	3,995	-	-	-
GRAN TOTAL	2,499	7,266	12,165	800	3,050	8,320

T A B L A 4.4I

"INDICE DE PRECIOS"

TASAS ANUALES DE CRECIMIENTO

<u>AÑO</u>	<u>USA*</u>	<u>FRANCIA</u>	<u>CANADA*</u>	<u>MEXICO</u>
1974	10.1	11.1	15.3	24.0
1975	9.3	13.4	10.7	15.8
1976	5.2	9.9	9.5	19.6
1977	5.8	9.0	7.1	30.4
1978	7.4	9.5	6.5	16.8
1979	8.7	10.3	10.3	20.2
1980	9.3	11.8	11.0	28.7
1981	9.5	11.7	10.1	26.7
1982**	8.6	21.4	15.2	55.1
1983**	-	21.4	15.2	60.2

FUENTE: Boletín de Indicadores Económicos Internacionales  
 Volumen VIII , Banco de México  
 Número 4 , Octubre - Diciembre 1982

Tasas Anuales de Crecimiento del Deflactor Implícito del PIB

\* Tasas Anuales de Crecimiento del Deflactor del PNB

\*\* Cifras estimadas

T A B L A 4.51TIPO DE CAMBIO CON RESPECTO AL DOLAR UTILIZADO EN LA CONVERSION  
DE LOS SALDOS EN MONEDA EXTRANJERA

<u>AL FINAL</u>	<u>TIPO DE CAMBIO</u> (Pesos)
Julio 1979	22.8350
Diciembre 1979	20.8025
Diciembre 1980	23.2650
Diciembre 1981	26.2300
Diciembre 1982	70.0000
- 1983*	150.0000

\* Preliminar

FUENTE: Boletín de Indicadores Económicos Internacionales  
Volumen VIII , Banco de México  
Número 4 , Octubre - Diciembre 1982

"NECESIDADES DE CAPITAL EN MILLONES DE PESOS"

(Pesos de 1979)

PARTICIPACION NACIONAL

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Minería y Concentración	3,837	14,542	25,440	3,837	14,542	25,440
Refinación y Conversión	300	1,200	1,800	-	581	1,680
Fabricación de Combustible	594	1,080	1,296	1,440	2,290	2,880
Enriquecimiento*	-	-	-	-	-	22,860
T O T A L	4,731	16,822	28,536	5,277	17,413	52,860
Fabricación de Agua Pesada	31,374	76,150	97,536	-	-	-
GRAN TOTAL	36,105	92,972	126,042	5,277	17,413	52,860

\* Por Intercambio químico

T A B L A 4.7I

"NECESIDADES DE CAPITAL EN MILLONES DE DOLARES"

(Dólares de 1979)\*

PARTICIPACION EXTRANJERA

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Concentración	17.5	60.9	84.1	17.5	60.9	84.1
Refinación y Conversión	4.4	17.5	26.3	-	15.2	26.3
Fabricación de Combustible	22.1	40.3	48.3	54.7	82.1	109.5
Enriquecimiento**	-	-	-	-	-	111.2
T O T A L	44.0	118.7	158.7	72.2	158.2	331.1
Fabricación de Agua Pesada	152.7	372.7	474.4	-	-	-
G R A N T O T A L	196.7	491.4	633.1	72.2	158.2	331.1

\* 1 Dólar = 22.835 Pesos

\*\* Por Intercambio Químico

"NECESIDADES DE CAPITAL EN MILLONES DE PESOS"

(Pesos de 1983)\*

PARTICIPACION NACIONAL

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Minería y Concentración	11,971	45,371	79,373	11,971	45,371	79,373
Refinación y Conversión	936	3,744	5,616	-	1,813	5,242
Fabricación de Combustible	1,853	3,370	4,043	4,493	7,145	8,986
Enriquecimiento	-	-	-	-	-	71,323
T O T A L	14,760	52,485	89,032	16,464	54,329	164,924
Fabricación de Agua Pesada	97,887	237,588	304,219	-	-	-
G R A N T O T A L	112,647	290,073	393,251	16,464	54,329	164,924

\* Cifras escaladas de acuerdo con los índices para México de la tabla 4.4I de Julio de 1979 a abril de 1983.

\*\* Por Intercambio químico



T A B L A 4.9I

"NECESIDADES DE CAPITAL EN MILLONES DE DOLARES"

(Dólares de 1983)\*

PARTICIPACION EXTRANJERA

<u>E T A P A</u>	<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Concentración **	29.2	101.7	140.4	29.2	101.7	140.4
Refinación y Conversión	6.7	26.8	40.2	-	25.4	43.9
Fabricación de Combustible	33.8	61.7	73.9	91.3	137.1	182.9
Enriquecimiento	-	-	-	-	-	185.7
T O T A L	69.7	190.2	254.5	120.5	264.2	552.9
Fabricación de Agua Pesada	233.6	570.2	725.8	-	-	-
G R A N T O T A L	303.3	760.4	980.3	120.5	264.2	552.9

(1) Cifras escaladas de acuerdo a los índices para Canadá de la tabla 4.4I

(2) Cifras escaladas de acuerdo a los índices para Francia de la tabla 4.4I

\*\* Todo el renglón se escaló con (2)

\* 1 Dólar = 150.00 Pesos

"NECESIDADES DE CAPITAL EN MILLONES DE PESOS\*"

<u>E T A P A</u>		<u>CICLO DE URANIO NATURAL</u>			<u>CICLO DE URANIO ENRIQUECIDO</u>		
		<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>	<u>t<sub>0</sub></u>	<u>t<sub>0</sub>+5</u>	<u>t<sub>f</sub></u>
Minería y Concentración	A)	4,237	15,932	27,360	4,237	15,932	27,360
	B)	16,351	60,626	100,433	16,351	60,626	100,433
Refinación y Conversión	A)	400	1,600	2,400	-	923	2,280
	B)	1,941	7,764	11,646	-	5,623	11,827
Fabricación de Combustible	A)	1,100	2,000	2,400	1,880	4,300	5,380
	B)	6,923	12,625	15,128	18,188	27,710	36,421
Enriquecimiento	A)	-	-	-	-	-	25,400
	B)	-	-	-	-	-	99,178
T O T A L	A)	5,737	19,532	32,160	6,117	21,160	60,420
	B)	25,215	81,015	127,207	34,539	93,959	247,859
Fabricación de Agua Pesada	A)	37,680	85,100	108,340	-	-	-
	B)	132,927	323,118	413,089	-	-	-
G R A N T O T A L	A)	43,417	104,632	140,500	6,117	21,160	60,420
	B)	158,142	404,133	540,296	34,539	93,959	247,859

A) Pesos a Julio de 1979

B) Pesos a Abril de 1983

\* Se tomó 1 Dólar = 150.00 Pesos para convertir las cifras de participación extranjera.

En el caso de que decida realizar el enriquecimiento por difusión gaseosa, se deben adicionar las siguientes cifras al ciclo de uranio enriquecido:

NUMERO DE PLANTAS:	1	
CAPACIDAD DE LA PLANTA:	$9 \times 10^6$	UTS/año
PERSONAL NECESARIO :	950	
NECESIDADES DE CAPITAL:	(a Julio 1979)	(a Abril 1983)*
- Monto Nacional (Millones de Pesos)	59,500	185,640
- Monto Extranjero (Millones de Dólares)	955	1,595
- Monto Total en Millones de Pesos	81,300	424,890**

\* Cifras escaladas de acuerdo con los índices de la tabla 4.41 de México y Francia respectivamente.

\*\* Se tomó 1 Dólar = 150 Pesos para convertir las cifras de participación extranjera.

## V. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

C A P I T U L O   V  
=====

"CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES"

De acuerdo a la información de los capítulos anteriores, se presentan las siguientes conclusiones y recomendaciones:

- Debido a la importancia que representa la energía para el desarrollo del país, se recomienda que en los futuros planes de desarrollo nacionales, se confiera un grado de importancia de primer orden a la utilización racional de los recursos energéticos de la nación, dando especial importancia a la diversificación de las fuentes energéticas en la producción de electricidad.
- La nucleoelectricidad es la alternativa más viable en el objetivo de diversificar las fuentes energéticas en la producción de electricidad y evitar de esta manera una dependencia creciente de los hidrocarburos. Por tanto, se recomienda la implementación al tiempo más inmediato posible de un programa nucleoelectrico.
- Se recomienda que se realicen programas intensivos de exploración y explotación de uranio, para identificar las reservas nacionales en cantidad que asegure la implementación de la industria del ciclo de combustible. Aún cuando, no haya suficiente uranio en México, la declinación de los hidrocarburos llegaría a nuestro país mucho después que al resto del mundo, y será relativamente factible importar uranio, pero prácticamente imposible importar petróleo. Además, en el mercado internacional no parece que vaya a existir restricciones para la importación de uranio por muchos años.

- La demanda de concentrados de uranio es del orden de 5,800 ton/año para el ciclo de uranio natural y de 6,600 ton/año para el ciclo de uranio enriquecido como  $U_3O_8$  al año de referencia  $t_f$ , y los requerimientos acumulados a ese año son del orden de 32,000 y 37,000 toneladas como  $U_3O_8$  respectivamente. Ya que la demanda de concentrados entre ambos ciclos son cercanas, la capacidad de las instalaciones requeridas para la etapa de minería-concentración son prácticamente las mismas. Aunque se observa que conforme transcurre el tiempo y sin considerar el reprocesamiento el ciclo de uranio enriquecido de manda una mayor cantidad de concentrados.
- La demanda de los servicios de refinación y conversión también son semejantes, del orden de 5,000 ton/año, ya sea como  $UO_2$  o como  $UF_6$ , al año de referencia  $t_f$ , por lo que la capacidad de las instalaciones requeridas para esta etapa de refinación-conversión en los dos ciclos, son prácticamente las mismas del orden de 5,000 ton/año como  $UO_2$  o como  $UF_6$ .
- La demanda de servicios de fabricación de elementos combustibles llega a ser aproximadamente cuatro veces mayor en el ciclo de uranio na tural, al año de referencia  $t_f$ . La razón es obvia, si se considera el menor quemado a que se someten esos elementos, pero el mayor volu men de fabricación se compensa con la simplicidad y una mayor facili dad de fabricación de los elementos combustibles de uranio natural. Por lo que en este ciclo, se requieren el triple de instalaciones que en el ciclo de uranio enriquecido.
- Por la misma razón expuesta en el párrafo anterior, la demanda de al macenamiento provisional de combustible irradiado, llega a ser ocho veces mayor en el ciclo de uranio natural, al año de referencia  $t_f$ . Lo cual se ve compensado en parte por la mayor sencillez de las ins talaciones requeridas.

- Para suministrar todas las demandas de materiales y servicios indicadas anteriormente se recomienda la integración de una industria nuclear nacional.
  
- Es prioritario establecer un proceso de transferencia-recepción de tecnología para asegurar el éxito del programa nucleoelectrico y la implantación de la industria nuclear nacional. A este respecto, resulta de vital importancia la creación o adaptación de un organismo que compatibilize el proceso de organización y recepción con el proceso de transferencia de tecnología.
  
- La transferencia de tecnología debe perseguir el maximizar la participación mexicana en el programa nucleoelectrico.
  
- Ahora bien, como se apunta en el capítulo cuatro, en el caso de decidirse colocar una planta de enriquecimiento por difusión gaseosa, cuando la demanda lo justifique, las inversiones que se requerirán hacer son aproximadamente del mismo orden que las necesarias para las doce centrales de producción de agua pesada con las que se lograría la autosuficiencia de este material, conforme al programa de producción que se recomienda.
  
- Por lo que se refiere a la etapa de enriquecimiento, se tiene lo siguiente:
  - \* Los consultores recomendaron dos procesos de enriquecimiento, el de difusión gaseosa y el de intercambio químico, pero este último se encuentra en desarrollo y aún no se prueba comercialmente.
  
  - \* En el caso del enriquecimiento por difusión gaseosa, además de que la magnitud de inversión sería alta, la competencia con proveedores internacionales ya establecidos sería fuerte, lo que induciría a recomendar que una planta de este tipo no se construya en México en un futuro cercano.

- \* De cualquier forma, sería necesario contratar servicios de enriquecimiento en el extranjero, lo cual no representaría problemas pues por lo pronto existe capacidad sobrada en el mundo. Una alternativa viable sería participar como socio en alguna de las empresas enriquecedoras, lo cual es accesible; de esta forma aunque no se lograría una independencia total, al menos sí un derecho comercial sin la necesidad de realizar una inversión cuantiosa.
- \* En el caso de que se contraten los servicios de enriquecimiento, se recomienda que su abastecimiento se diversifique entre los proveedores operantes internacionalmente, para registrar un alto grado de seguridad en el suministro de este servicio.
- \* En el caso de construir las instalaciones después de nuestro período de referencia, las inversiones serían cuantiosas, siendo con plantas de intercambio químico de 396,712 millones de pesos (\*) para una capacidad de 12,000 ton/año de trabajo separativo y, en el caso de la difusión gaseosa la inversión sería de 424,890 millones de pesos (\*) para una capacidad de 9,000 ton/año de trabajo separativo.
- En el caso de las plantas de fabricación de agua pesada, la mayor parte de la inversión se erogarí en el país, lo mismo sucedería en el caso de decidirse colocar plantas de enriquecimiento por intercambio químico.
- Las inversiones necesarias al año de referencia  $t_f$  son altas para ambos ciclos, excluyendo la fabricación de agua pesada y la etapa de enriquecimiento, pero no son impresionantes, las mayores estarían en las áreas de minería y beneficio donde además, la participación nacional es alta.

(\*) Pesos a abril de 1983.



- Las necesidades de personal para la operación de las instalaciones de los ciclos de combustible no son imponentes, pues apenas sobrepasan las 8,000 personas, correspondiendo la gran mayoría a las áreas de minería y beneficio. En el ciclo de uranio natural, se necesitarían adicionalmente 4,000 personas para la fabricación de agua pesada.
  
- Debe considerarse el entrenamiento de parte del personal profesional y técnico medio en el extranjero, pues en su gran mayoría se tratan de actividades nuevas en el ámbito industrial mexicano.
  
- El ciclo de uranio natural resulta indudablemente el más fácil de integrar y a plazo más corto, debido únicamente a que no requiere del enriquecimiento del uranio.
  
- Hay que notar, que la dependencia tecnológica de la integración del ciclo del uranio natural sería de un sólo país, Canadá. Por su parte, en el ciclo de uranio enriquecido se cuenta con distintas alternativas, pues aparte de Suecia y Francia se encuentran E.U.A., Rusia, Alemania y otros países que también cuentan con tecnología disponible. Sin embargo, la dependencia tecnológica en el ciclo de uranio natural, realizando un esfuerzo, podría eliminarse a mediano plazo, mientras que para el ciclo de uranio enriquecido, sin duda el lograr la independencia tecnológica sería a más largo plazo.
  
- Hay que poner especial énfasis en la elaboración de programas de investigación y desarrollo en los que se incluyan el estudio de ciclos de combustible avanzados.
  
- No es posible decidirse por una tecnología sin considerar otros aspectos no incluidos en esta tesis, por tanto, no es posible

decidir que una tecnología sea mejor que la otra, por lo que para determinar de manera más real un plan nacional de integración industrial en el ciclo de combustible, será necesario realizar estudios más profundos tanto técnico-económicos como políticos en algunas actividades. Sin embargo, a continuación se resumen algunas de las características de los ciclos de combustible analizadas en este trabajo, que merecen importancia y deben considerarse en la toma de alguna decisión:

- La integración de la industria del ciclo de uranio natural sería más fácil y rápida de realizar.
- La demanda de concentrados de uranio es menor en el ciclo de uranio natural, lo que implica reducir relativamente los esfuerzos que deban realizarse en la exploración y minería.
- Las inversiones realizadas en el ciclo de uranio natural son ligeramente menores.
- La creación de nuevas fuentes de trabajo es similar en ambos ciclos, pero la industria de producción de agua pesada aumenta en un 50%, más la creación de empleos en el ciclo de uranio natural.
- La participación nacional en el ciclo de uranio natural es mayor. Sin embargo, la erogación de capital en el ciclo de uranio natural debe realizarse a más corto plazo, y en la producción de agua pesada inclusive debe efectuarse años antes de que cualquier reactor entre en operación.
- La cantidad de desechos nucleares es mucho mayor en el ciclo de uranio natural, pero son de menor concentración que los desechos del ciclo de uranio enriquecido.
- Si por cualquier razón se suspendiera o atrasara la construcción de

reactores CANDU, la capacidad sobrada de agua pesada representaría un grave problema, siempre y cuando la opción de venta no fuera atractiva.

- Si consideramos que se llevara a cabo la etapa de reprocesamiento, a corto plazo el plutonio producido se acredita en el costo del KW en los reactores que utilizan uranio enriquecido. Sin embargo, los reactores de uranio natural producen el doble de plutonio en relación a los reactores de uranio enriquecido, lo cual puede llegar a ser importante en una estrategia a largo plazo.
  
- Si bien es cierto que dentro del ciclo de uranio enriquecido, la etapa de enriquecimiento es la que presenta mayores problemas para su implementación en el país. Por otra parte, también existen opciones que pudieran disminuir la dificultad de integrar esta industria en el país, tal como:
  - \* La construcción de plantas de enriquecimiento por intercambio químico, que permiten la operación económica a capacidades pequeñas en comparación con la difusión o centrifugación gaseosas, lo que implica realizar inversiones más acordes a nuestras necesidades.
  
  - \* Otra opción sería participar como socios en alguna empresa enriquecedora con lo que obtendría al menos un derecho comercial y no se tendría la necesidad de realizar una inversión cuantiosa para esta etapa.

A P E N D I C E I

A P E N D I C E I

" TIPOS DE REACTORES NUCLEARES "

Un reactor nuclear viene siendo un dispositivo mediante el cual se puede disponer de la energía de las transformaciones nucleares a un ritmo controlado. (16)

Como se mencionó en el capítulo 1, existen diferentes tipos de reactores nucleares y pueden seguirse diversos procedimientos para clasificarlos, dependiendo del propósito del reactor o cierta característica base del mismo, como se muestra en la tabla AI.1.

TABLA AI.1

CLASIFICACION DE REACTORES NUCLEARES

<u>CARACTERISTICA BASE</u>	<u>TIPO DE REACTORES</u>
Por el propósito del reactor	Reactor de Potencia
	Reactor de Investigación
	Reactor de Producción de materiales, tal como radioisótopos o plutonio.
	Reactor de Pruebas
Por el tipo de combustible	Reactor de Uranio Natural
	Reactor de Uranio enriquecido
Por la disposición del combustible en el moderador	Reactor Homogéneo
	Reactor Heterogéneo

TABLA AI.1  
(Continuación)

CARACTERISTICA BASE	TIPO DE REACTORES
Por la energía media de los neutrones en el núcleo del reactor.	Reactor Rápido Reactor Intermedio Reactor Termal o Térmico

También suelen clasificarse los reactores por el tipo de moderador o por el tipo de refrigerante que utilizan.

Los moderadores más usuales son el agua ligera, el agua pesada, el grafito, el berilio y en ocasiones se han utilizado moderadores orgánicos.

Los fluidos de refrigeración suelen ser: aire, CO<sub>2</sub>, agua ligera, agua pesada, Na, NaK (aleación, 22% de Na y 78% de K), Bi, ácido fosfórico, compuestos orgánicos varios, etc.

Existe pues, un gran número de reactores, de los cuales sólo unos cuantos se han proyectado y construido a nivel comercial para la generación de electricidad. A este tipo de reactores, se les llama de potencia y pueden utilizar como se mencionó en el capítulo 1, uranio natural o uranio enriquecido.

A continuación, describiremos los reactores de potencia que han sido la base de las centrales comerciales hoy en día, y posteriormente, haremos una breve descripción de los reactores rápidos, que tienen gran importancia para un futuro. Entre los primeros se encuentran el reactor CANDU, el BWR, el PWR, los reactores grafito-gas, y los de alta temperatura. Los reactores rápidos son los denominados de cría.

## REACTORES TERMICOS

### REACTOR DE AGUA PESADA (CANDU)

Este tipo de reactor emplea como combustible, uranio natural que contiene 0.7% en peso del isótopo U-235 y 99.3% en peso del isótopo U-238 y como moderador y refrigerante, emplean el agua pesada  $D_2O$ .

Las centrales que contienen este tipo de reactores poseen un circuito de moderación que no está presurizado, y otro de refrigeración que esta a una presión del orden de 110 bars, ambos son independientes y están aislados térmicamente. El combustible encamisado, se encuentra en el interior de unos tubos llamados "tubos a presión", y a través de ellos circula el refrigerante a presión, estos tubos estan puestos dentro de la calandria que contiene el moderador de agua pesada, pero sin presión y a una temperatura del orden de los 50°C, gracias al aislamiento térmico que existe.

El circuito refrigerante a presión, se hace pasar por varios generadores de vapor dependiendo del tamaño del reactor y después, con el auxilio de una bomba, el refrigerante retorna al núcleo. El vapor formado en los generadores de vapor se envía a la turbina y después pasa por un condensador y regresa en forma líquida al generador de vapor.

El núcleo del reactor está diseñado en una forma modular, lo que permite que cada canal con su elemento combustible sea independiente de los otros, lo cual permite una mejor vigilancia y control del combustible, facilitando aún más su recambio que

se efectúa gradualmente todos los días, y sin detener el funcionamiento del reactor, a diferencia de los reactores de agua ligera, lo que beneficia la administración del combustible. Esto también permite, el cambio de los elementos combustibles defectuosos, o bien, el reparar alguna rotura en los encamisados.

Actualmente, los reactores de agua pesada se dividen principalmente en dos grupos: los ingleses SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor), que utilizan como refrigerante agua ligera hirviendo y los canadienses CANDU (Canadian Deuterium Uranium) descritos en párrafos anteriores que son los más avanzados y que utilizan como refrigerante agua pesada a presión. La figura AI.1 muestra un esquema de este último tipo de reactores.

### REACCIONES DE AGUA LIGERA

Este tipo de reactores utilizan precisamente el agua ligera como moderador y refrigerante y como combustible el uranio enriquecido. El enriquecimiento del uranio es en el isótopo 235 al 2 ó 3% en vez del 0.7% que tiene en su estado natural.

El agua ordinaria o ligera, puede actuar como moderador a pesar de su alta probabilidad de absorción de neutrones, debido al hecho de que el combustible está enriquecido, esta es la razón fundamental del enriquecimiento.

Existen dos tipos de reactores de agua ligera, el de agua hirviendo BWR y el de agua a presión PWR. La diferencia fundamental de estos reactores, es la manera de producir el vapor que accionará la turbina.



### REACTOR DE AGUA A PRESION (PWR, PRESSURIZED WATER REACTOR)

En este tipo de reactores, el agua ligera que actua como refrigerante circula a través del núcleo donde se mantiene una presión alta, alrededor de 150 bars, de tal manera que el agua no hierve. Este circuito llamado primario, es cerrado y el agua se circula mediante una bomba. Estos reactores utilizan un ciclo indirecto para la formación del vapor, es decir, el vapor que se manda a las turbinas es producido en generadores de vapor en la parte externa del reactor. En el interior de los generadores de vapor, el circuito primario cede su energía al circuito secundario, que también es cerrado, de tal forma que el agua que circula por el circuito secundario se vaporiza. Este vapor con una temperatura del orden de 525°C y 900 psi se envía a la turbina, y posteriormente se recupera en un condensador y se envía nuevamente al generador en forma de agua.

El combustible típico es  $UO_2$  cerámico en pastillas que se cargan en tubos de acero inoxidable o zircaloy con un enriquecimiento del orden de 2-4% y el recambio anual de combustible es de aproximadamente un tercio. La eficiencia global en este tipo de reactores es del 32-33%. La Figura AI.2 es una representación de este tipo de reactores.

### REACTOR DE AGUA HIRVIENTE (BWR, BOILING WATER REACTOR)

Los reactores de agua hirviente pueden ser contruídos con arreglo a diferentes ciclos de funcionamiento, los cuales están esquemáticamente representados en la figura AI.3.

El ciclo indirecto, Figura AI.3a, corresponde a una concepción que tiene cierta similitud con los reactores de agua a presión, en el sentido de que el vapor generado en la vasija pasa a través de un cambiador de calor, en donde se produce el vapor que sería utilizado en la turbina.

En el ciclo dual, figura AI 3b, el vapor que va a la turbina se produce parte en el reactor y parte en un inter cambiador de calor intermedio.

El ciclo directo, figura AI.3c, es el de mayor aplicación, ya que aumenta el rendimiento de la planta y elimina la necesidad de los cambiadores de calor utilizados en los dos ciclos anteriores, los cuales son componentes de un alto costo. Este ciclo presenta, sin embargo, el problema de enviar a la turbina el vapor generado directamente en el reactor, lo cual obliga a tener un blindaje especial en la turbina, ya que en todo momento el vapor que la hace funcionar tiene ciertos materiales radiactivos.

En los reactores que emplean este ciclo, el agua que actúa como refrigerante, hierve y el vapor producido se separa y seca dentro de la misma vasija y después se envía directamente a la turbina, más adelante pasa por un condensador, donde el vapor se convierte en agua para que después de ser cuidadosamente tratada, se envíe nuevamente al reactor con el auxilio de varias bombas de alimentación. La presión en este tipo de reactor es de 70 bars y la eficiencia es del 33-34%. El combustible típico también es  $UO_2$  cerámico en pastillas enriquecido al 2-4% y el recambio anual de combustible es de aproximadamente 25%. Las partes de este tipo de centrales se muestran en la figura AI.4.

En relación a las vasijas que utilizan los reactores de agua ligera para contener el núcleo, existen ciertas diferencias; en los PWR, la vasija es muy gruesa en comparación a la de los BWR, ya que debe soportar la presión a la que es mantenido el refrigerante pero su dimensión es pequeña comparada con la de los BWR, ya que estos últimos tienen que dar cabida a los separadores de vapor y a los secadores además de las bombas de recirculación "jet", que se encuentran alrededor del núcleo.

### REACTORES DE GRAFITO-GAS

Este tipo de reactores térmicos trabajan con uranio natural como combustible, moderados con grafito y enfriados con gas carbónico a presión. Este último, no es un fuerte absorbedor de neutrones térmicos, no llega a ser excesivamente radiactivo, es químicamente estable sobre los 550°C y no reacciona con el moderador o el combustible. Estos reactores son de gran tamaño debido a que es necesario tener el moderador en bloques de grafito muy voluminosos. El núcleo de estos reactores está formado por los bloques de grafito de sección hexagonal, colocados unos encima de otros y cada bloque tiene un orificio central donde entran los elementos combustibles superpuestos. El gas refrigerante pasa por el exterior de los bloques de grafito y por el centro a través de anillos concéntricos.

Debido al tamaño, el costo de la construcción es bastante elevado, pero su ciclo de combustible es menos caro. La potencia térmica de estos reactores es del orden de los 1500 o 2000 megawatts y la potencia eléctrica de la central está entre 400 y 600 megawatts. La presión del gas es del orden de 25 bars y la temperatura a la salida del reactor es del orden de 400°C. Un ejemplo de este tipo de reactores es el MAGNOX de fabricación inglesa, cuyo diagrama se muestra en la figura AI.5.

## REACTORES DE ALTA TEMPERATURA

A la siguiente generación de reactores grafito-gas se les ha denominado reactores avanzados AGR (Advanced Gas Cooled Reactor) desarrollados en Alemania y en el Reino Unido, a este reactor se le considera de alta temperatura y difieren fundamentalmente en que utilizan como combustible el uranio en forma de  $UO_2$  en pastillas y además enriquecido entre el 1.4 a 2.6% aproximadamente, en tubos de acero inoxidable. El gas carbónico que sirve de refrigerante, está presurizado a 40 bars y la temperatura del gas a la salida del núcleo es del orden de  $650^{\circ}C$ , y está limitada por la posibilidad de reacción del moderador de grafito con el  $CO_2$ . Estas plantas producen vapor sobrecalentado a aproximadamente  $550^{\circ}C$  y 2400 psi, y operan con una eficiencia global de alrededor de 42%.

La siguiente generación de reactores enfriados por gas, son los reactores térmicos llamados HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor) desarrollados recientemente en Estados Unidos y usan como moderador también el grafito pero el refrigerante es el gas helio. Como refrigerante el helio es excelente, es más inerte que el  $CO_2$ , no absorbe neutrones y no llega a ser radiactivo. El combustible está constituido por uranio altamente enriquecido y torio en forma de carburos, (U, Th)  $C_2$ , aunque la proporción de material fisionable en el núcleo no es tan alta, es del 4% aproximadamente.

Por lo tanto, estos reactores son de menor tamaño que los anteriores y como consecuencia los costos de capital también son menores. La operación es similar a los AGR, el helio fluye a través del núcleo, después a través de los generadores de vapor y se recircula nuevamente al núcleo por medio de ventiladores. El vapor de agua generado se manda a la turbina, luego pasa por un condensador y en forma líquida se recircula al núcleo del reactor por medio de bombas de alimentación. Todos los componentes del reactor se localizan dentro de una vasija de concreto y su eficiencia global es del 40%.

Las temperaturas que se alcanzan son hasta de 900°C, lo que permite que estos reactores se puedan utilizar en un futuro como fuentes de calor industriales para las instalaciones si derúrgicas y para fábricas de productos químicos. Un ejemplo de es tos reactores es el THTR de manufactura alemana de 300 MWe, que se muestra en la figura AI.6.

### REACTORES RAPIDOS DE CRIA

=====

Actualmente cuatro tipos de reactores estan bajo desarrollo:

- Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor, LMFBR
- Gas Cooled Fast Breeder Reactor, GCFR, como una extensión de la tecnología del HTGR
- Molten Salt Breeder Reactor, MSBR
- Light Water Breeder Reactor, LWBR

En estos reactores que están en la etapa de prototipo, no se usa moderador para lograr un gran número de capturas en el U-238, y así tener una buena generación de material fisionable que es el plutonio. Los neutrones emitidos por el núcleo del reactor son capturados por los núcleos del U-238 que se transforman en plutonio-239. Por lo tanto, el reactor rápido de cría produce simultáneamente energía y combustible.

### L M F B R

En estos reactores el núcleo es de pequeñas di mensiones y el combustible está compuesto de óxidos mixtos de plutoni

nio y de uranio enriquecido, de tal manera que se tenga una proporción alta de material fisiónable.

Debido a la elevada liberación de calor por unidad de volumen del núcleo, es necesario utilizar un refrigerante de gran capacidad calorífica, capaz de extraer el calor producido y además que no enfrene a los neutrones. El sodio fundido ha sido utilizado universalmente como refrigerante de estos reactores, el sodio líquido es un agente excelente de transferencia de calor, además tiene la ventaja de poder producir el vapor a temperaturas del orden de los 500°C a diferencia del agua que lo produce entre 300 y 400°C.

En estos reactores se utilizan dos circuitos de refrigeración con sodio, cerrados y herméticos, estos circuitos de refrigeración son operados a alta temperatura y esencialmente a presión atmosférica sin ebullición, por lo que no se requiere de vasijas a presión. El primer circuito se encuentra dentro de la vasija y mediante un intercambiador, transmite el calor a un circuito secundario que sale de la vasija. Este último pasa el calor a un tercer circuito de agua, generándose allí el vapor que va a las turbinas. El vapor producido es de alta presión entre 480°C y 2000 psi, y la eficiencia global se encuentra cercana al 40%.

La potencia eléctrica de los reactores proto-tipo que existen, es de aproximadamente 250 MWe. Un ejemplo de este tipo de reactores es el Phenix de fabricación francesa, que se muestra en la figura AI.7.

### G C F B

Estos reactores son enfriados con helio y el combustible es una mezcla de uranio y plutonio. El refrigerante,

entra en el núcleo por la parte superior del reactor sobre 340°C y 1250 psi, fluye hacia abajo entre el combustible y es calentado alrededor de 610°C, sale por el fondo del reactor y pasa a los generadores de vapor, para finalmente regresar al reactor por medio de ventiladores. El vapor producido es sobrecalentado alrededor de 2400 psi y 520°C, la eficiencia global esta entre 38-39% y el reactor, los generadores de vapor y los circuladores de helio se localizan dentro de una vasija de concreto al igual que en los HTGR.

### M S B R

Este se trata de un reactor de cría térmico, que opera en el ciclo del torio. El combustible, el material fértil y el refrigerante son mezclados formando un fluido homogéneo. Este fluido esta compuesto de varias sales de fluoruro, las cuales tienen un elevado punto de fusión, el fluido es claro y no es viscoso. Las sales que forman la mezcla tienen una sección transversal de captura de neutrones baja a excepción del Th y U, el uranio es muy soluble en las sales que tienen una muy baja presión de vapor a alta temperatura, además tienen razonables propiedades de transferencia de calor, no son dañadas por la radiación, no reaccionan violentamente con aire o agua y son inertes a los materiales estructurales y al grafito.

Las sales que forman la mezcla son las siguientes:

	%
LiF	71.7
BeF <sub>2</sub>	16
ThF <sub>4</sub>	12
UF <sub>4</sub> *	0.3

\* U-233

El núcleo del reactor consiste de ensambles de grafito provistos de canales para el paso de la sal fundida. Después de ceder su calor a un circuito secundario conteniendo una solución refrigerante, las sales se retornan al reactor, pero una parte se remueve y se manda a reprocesamiento químico en donde el combustible puede ser cambiado y de hecho los productos de fisión pueden ser removidos.

Estos reactores operan sólo un poco arriba de la presión atmosférica pero no requieren de vasija gruesa, producen vapor sobrecalentado a 3,500 psi y 540°C con una eficiencia global del 44%. La figura AI.8 es un ejemplo de este tipo de reactores.



1. Contenedor primario
2. Válvula
3. Barras de control
4. Núcleo del reactor
5. Bomba primaria
6. Presurizador
7. Generador de vapor
8. Turbina
9. Alternador
10. Condensador
11. Bomba de alimentación
12. Agua de enfriamiento

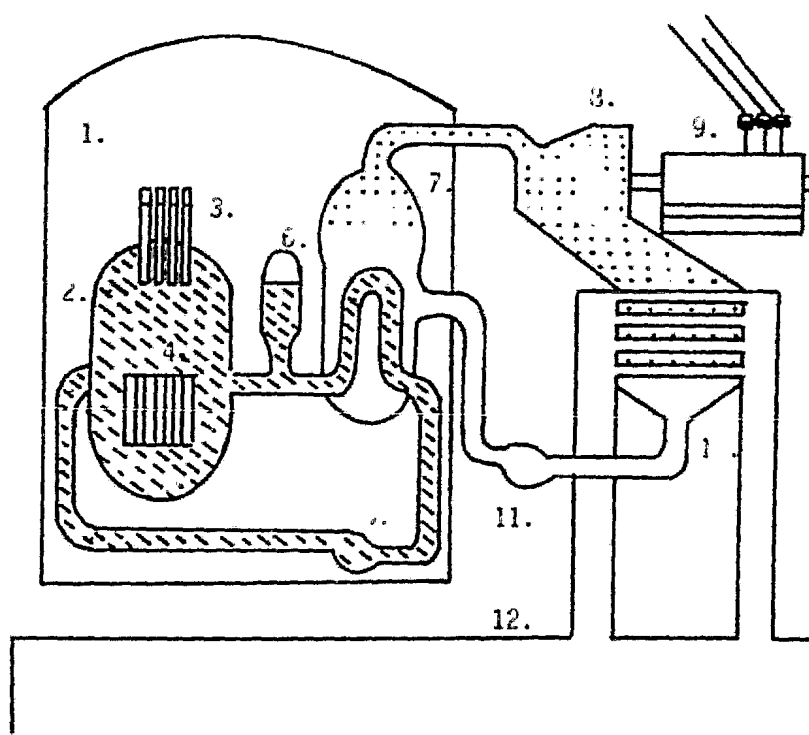
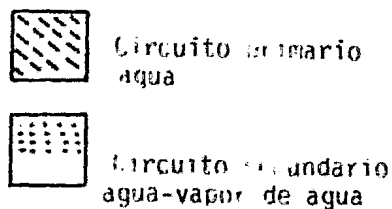
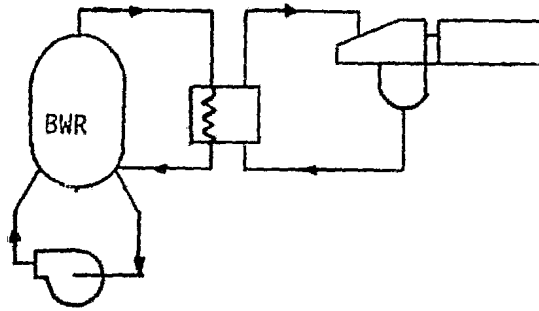
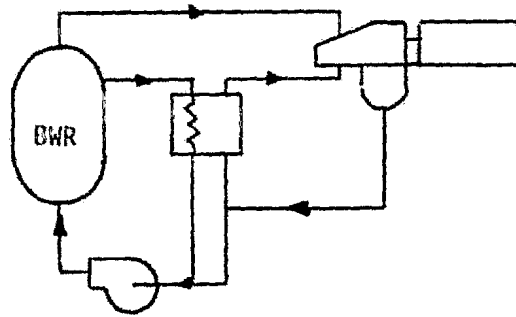


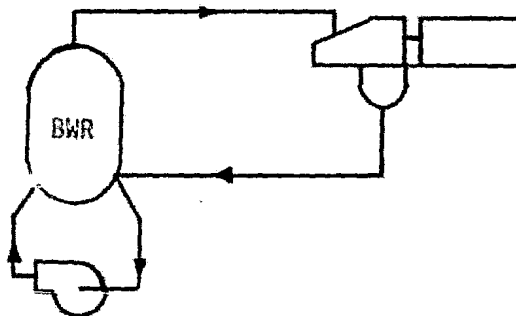
FIGURA A1.2 REACTOR DE URANIO ENRIQUECIDO (PWR)



A) Ciclo indirecto



B) Ciclo dual



C) Ciclo directo

FIGURA AI.3 Ciclos de una central de agua en ebullición

1. Contenedor primario
2. Vasija
3. Barras de control
4. Núcleo del reactor
5. Bombas de recirculación
6. Separador
7. Secador
8. Turbina
9. Alternador
10. Condensador
11. Bomba de alimentación
12. Agua de enfriamiento

□ Circuito primario  
 □ agua-vapor de agua

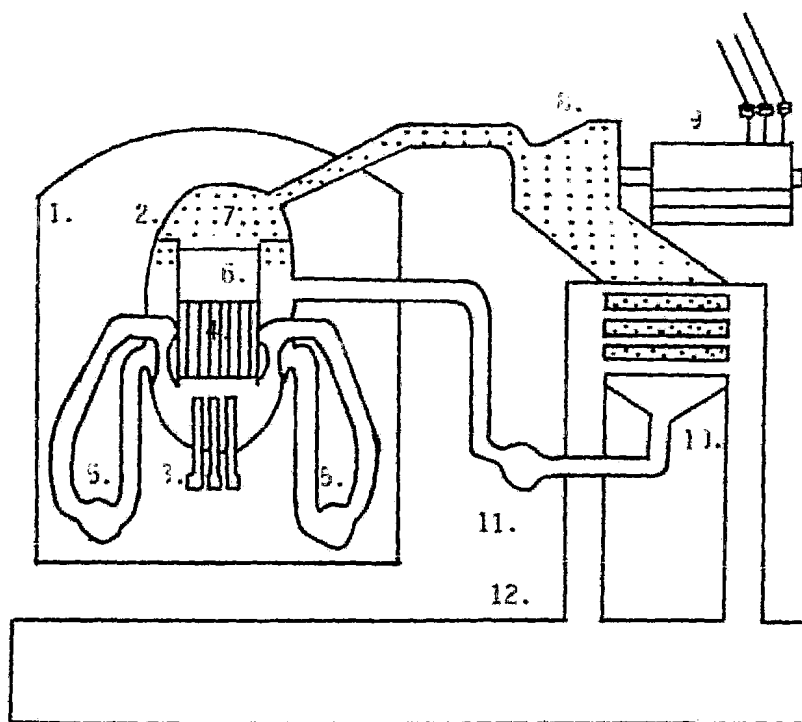




FIGURA A1.4 REACTOR DE URANIO ENRIQUECIDO (BWR)

1. Contenedor
2. Vasija de concreto
3. Barras de control
4. Núcleo del reactor
5. Ventiladores
6. Moderador
7. Generador de vapor
8. Turbina
9. Alternador
10. Condensador
11. Bomba de alimentación
12. Agua de enfriamiento

 Circuito primario

 Circuito secundario  
agua-vapor de agua

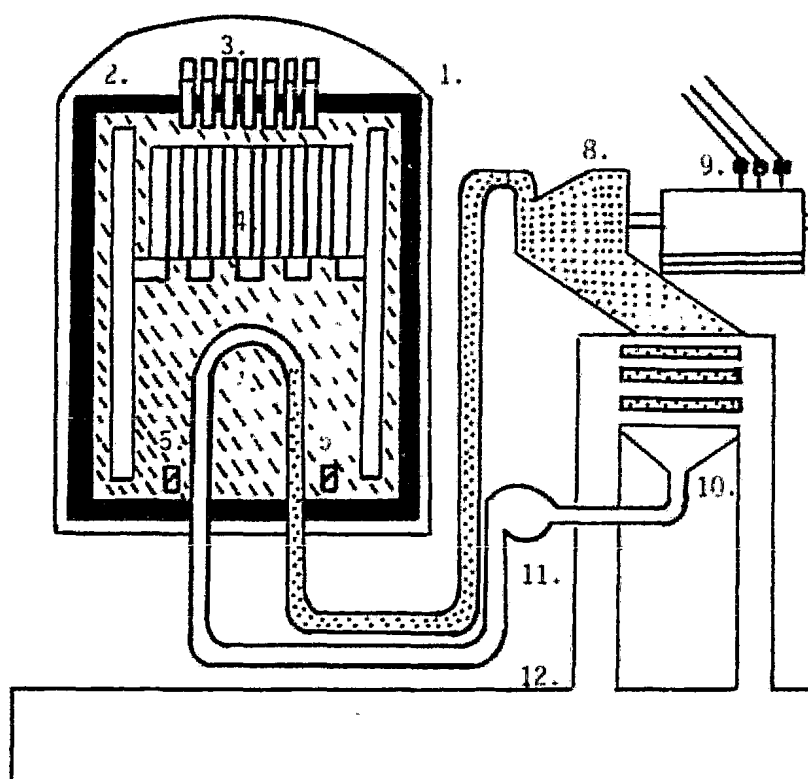


FIGURA A1.5 REACTOR GRAFITO-GAS (MAGNOX)

1. Contenedor
2. Contenedor-vasija
3. Barras de control
4. Núcleo del reactor
5. Ventilador de helio
6. Contenedor vasija
7. Generador de vapor
8. Turbina
9. Alternador
10. Condensador
11. Bomba de alimentación
12. Agua de enfriamiento

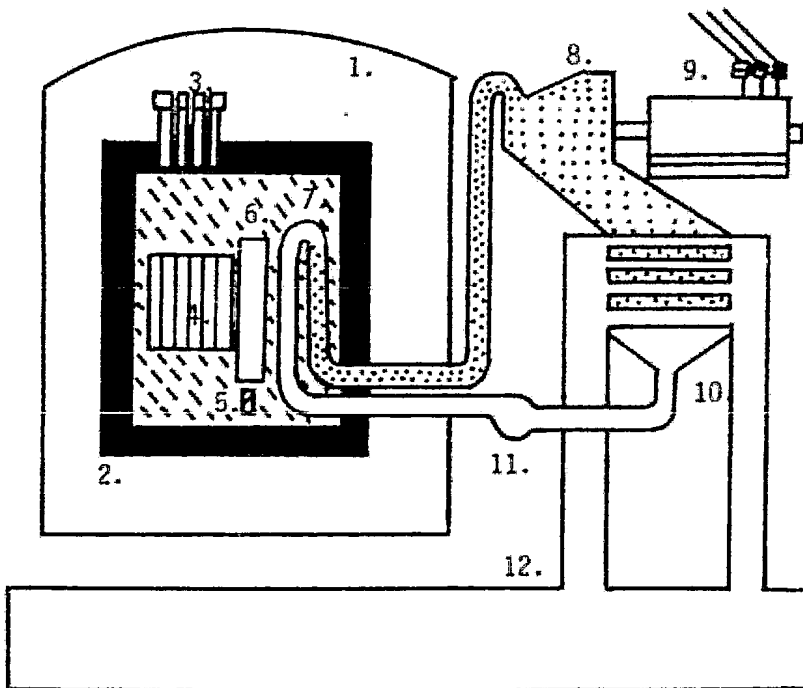
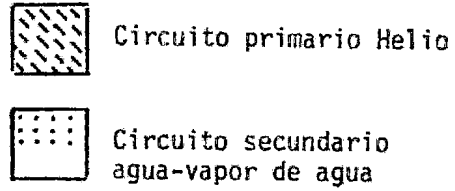


FIGURA A1.6 REACTOR DE ALTA TEMPERATURA THTR

1. Contenedor
2. Vasija
3. Barras de control
4. Núcleo del reactor
5. Bomba de sodio
6. Intercambiador de calor
7. Generador de vapor
8. Turbina
9. Alternador
10. Condensador
11. Bomba de alimentación
12. Agua de enfriamiento
13. Contenedor-vasija

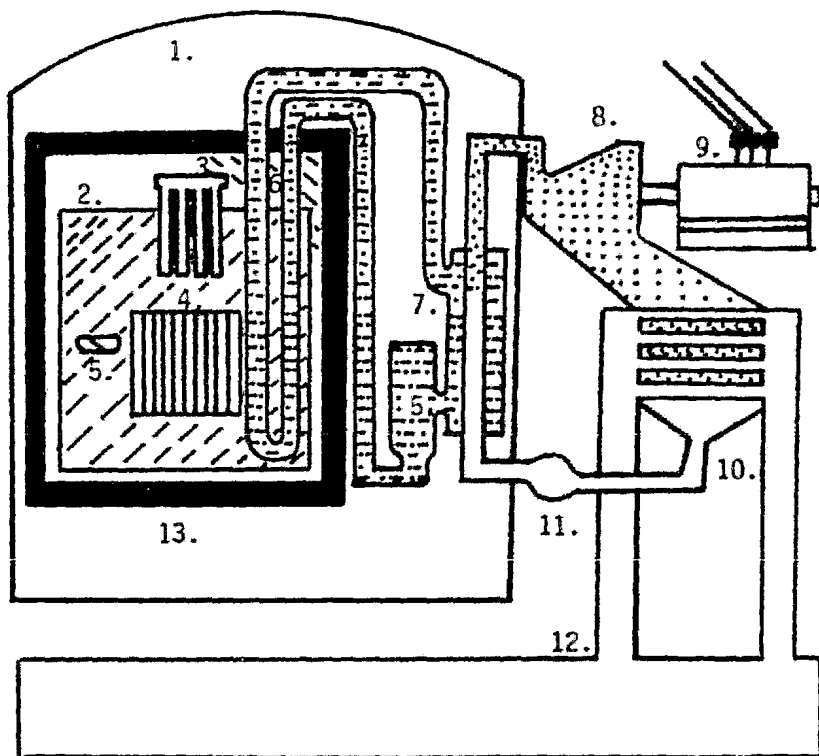
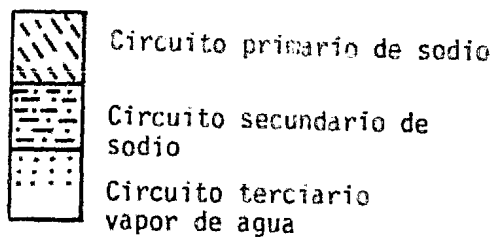
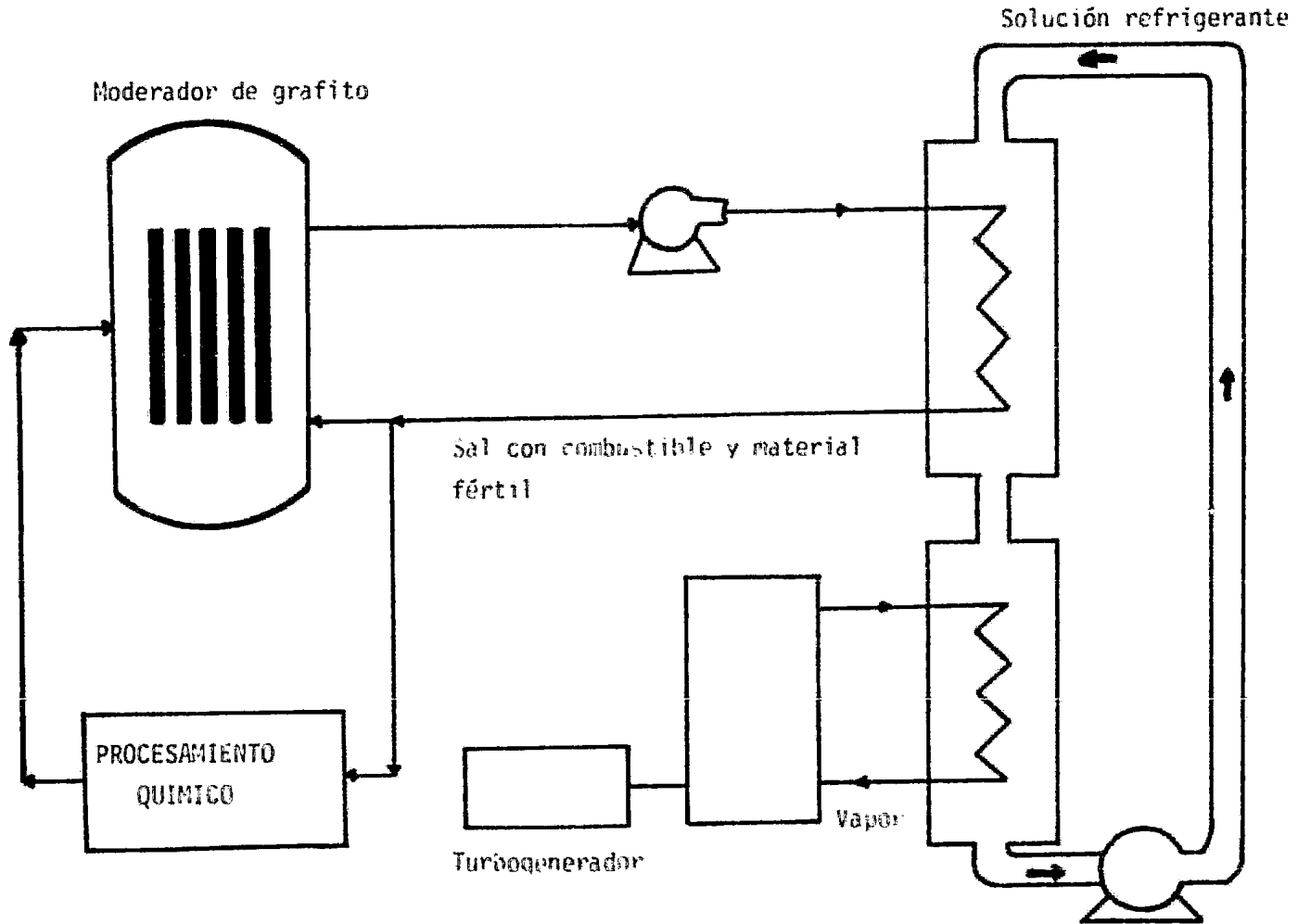


FIGURA AI.7 REACTOR RAPIDO DE CRIA (PHENIX)

FIGURA A1.8 REACTOR TERMICO DE CRIA (MSBR)



A P E N D I C E II



A P E N D I C E II  
=====

CICLOS DE COMBUSTIBLE NUCLEAR PARA LA GENERACION DE ELECTRICIDAD

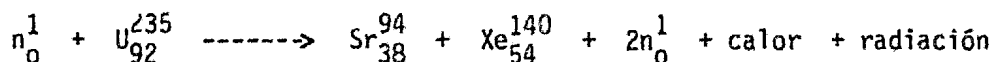
INTRODUCCION

En términos generales, se les llama combustibles a aquellos materiales que mediante el proceso de combustión, producen energía calorífica. Originalmente, el nombre se utilizó en los productos fósiles, es decir, aquellos que, como el carbón o el petróleo, provienen de la materia orgánica. Sin embargo, la denominación se ha extendido y ahora también se utiliza para los productos empleados en los reactores nucleares, es decir, los combustibles nucleares.

El proceso de combustión en los materiales fósiles consiste en una reacción química, en la que los átomos de carbón que contiene el combustible se combinan con los átomos de oxígeno del aire, produciendo dióxido de carbono  $CO_2$  y liberando energía en forma de calor.

La combustión, o mejor dicho, el proceso de irradiación de los combustibles nucleares es más complejo. En este caso, los núcleos del material combustible se fisianan al ser bombardeados con neutrones dentro de ciertas condiciones, generando dos productos de fisión y nuevos neutrones que pueden a su vez causar nuevas fisiones, generándose durante el proceso, calor y radiación.

Un ejemplo típico de una reacción de este tipo, es el siguiente:



En las plantas termoeléctricas, tanto las convencionales como las nucleares, la energía calorífica liberada por el combustible es transformada en energía mecánica y después en energía eléctrica.

El combustible fósil sigue un camino relativamente sencillo, desde su explotación hasta que se convierte en efluente de desecho, después de haber aportado su contribución térmica.

El ciclo de combustible nuclear, es bastante más complejo y los elementos fisionables, uranio y plutonio, empleados como combustible nuclear para la generación de electricidad, deben sufrir diversas transformaciones tanto antes como después de haber sido utilizados en un reactor nuclear.

Las operaciones que comprende el ciclo de combustible nuclear son: la extracción y concentración del uranio o torio, la refinación y conversión a la forma química deseada, el enriquecimiento cuando así se requiera, la fabricación de los elementos combustibles, la irradiación, el almacenamiento temporal de combustible irradiado, el reprocesamiento y el almacenamiento final de materiales de desecho del combustible nuclear.

Cabe mencionar que existen varios tipos de ciclo de combustible, pero por ahora, sólo vamos a describir los dos tipos de combustible nuclear de interés comercial a mediano y largo plazo para el país. Estos son: El ciclo de uranio natural asociado a los reactores de agua pesada de origen canadiense llamados CANDU (\*) y el ciclo de combustible para el uranio enriquecido asociado a los reactores moderados y enfriados con agua natural conocidos como PWR o BWR (\*).

La tabla A2.1 muestra las diversas etapas que cubren cada uno de los ciclos y marca las que son comunes a ambos ciclos de combustible. Las figuras 2.1 y 2.2, presentadas en el capítulo 2, complementan de manera más detallada las etapas de los ciclos de combustible.

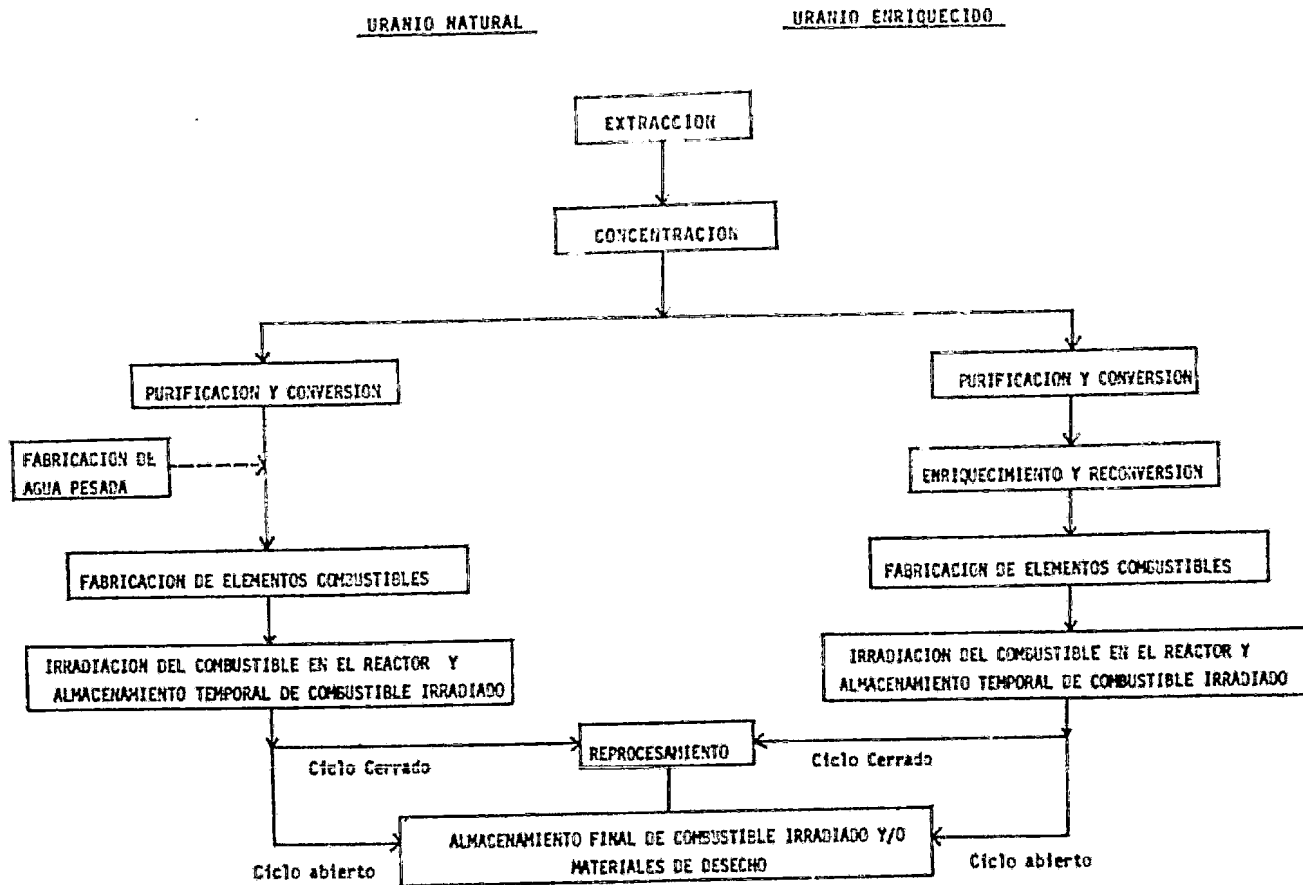
La Fig. 2.1 muestra el ciclo de combustible para el uranio enriquecido, el cual puede ser cerrado o abierto, dependiendo de si se lleva a cabo el reprocesamiento. También muestra, si el combustible se reprocesa, la opción de retroalimentar en el combustible de recarga, el plutonio recuperado o en caso contrario almacenarlo para utilizarlo posteriormente en reactores avanzados.

La Fig. 2.2 muestra el ciclo de combustible abierto para uranio natural. Dentro de los requerimientos del reactor CANDU, se debe contemplar la producción de agua pesada, que aunque no es parte del ciclo, es un elemento esencial para la factibilidad del ciclo de uranio natural.

(\*) Ver Apéndice I

TABLA A2.1

CICLOS DE COMBUSTIBLE



## FUENTES DE OBTENCION DEL MATERIAL FISIONABLE

Las fuentes de obtención de los elementos fisionables U-233, U-235, Pu-239 y Pu-241, son el uranio natural y el torio.

El uranio natural se encuentra ampliamente distribuido en la naturaleza, y la tabla A2.2 muestra la concentración estimada de uranio presente en varios materiales. ( 7 )

A pesar de la impresión de ser un elemento excesivamente raro, se encuentra presente en una gran extensión de la corteza terrestre. Hay yacimientos de uranio económicamente factibles de beneficiar, sin embargo, la mayoría de ellos son de tan baja calidad que no resulta costeable con las técnicas actuales el beneficio del mineral.

Los minerales de uranio más comunes que presentan importancia comercial debido a que su extracción es relativamente económica, se enlistan en la tabla A2.3, donde están clasificados de acuerdo al tipo de tratamiento necesario para extraer el uranio. ( 7 )

Con respecto al torio se estima que se encuentra contenido en la corteza terrestre de 10 a 15 ppm . En la actualidad, la mayoría del torio extraído en el mundo ha sido de la monacita, en donde la coproducción de tierras raras, titanio y zirconio ha sufragado mucho del costo de extracción del torio. El creciente interés en el torio se debe a que representa una alternativa para utilizarlo como material combustible en los sistemas de potencia nuclear. La tabla A2.4 muestra los principales minerales que contienen torio y da su composición nominal. ( 6 )

T A B L A A 2 . 2"CONCENTRACION ESTIMADA DE URANIO EN VARIOS MATERIALES"

MATERIALES	CONCENTRACION (g.U/g.)
ROCAS IGNEAS	$4.0 \times 10^{-6}$
BASALTOS	$0.2 \times 10^{-6}$
GRANITOS	$25.0 \times 10^{-6}$
ROCAS SEDIMENTARIAS	$2.0 \times 10^{-6}$
METEORITOS	$10^{-9}$
AGUA MARINA	$2.0 \times 10^{-9}$
MATERIA VIVA	$10^{-4} - 10^{-9}$

## "PRINCIPALES MINERALES DE URANIO"

GRUPO	MINERAL	COMPOSICIÓN QUÍMICA	URANIO	COLOR	SP. GR.	DUREZA
1	URANINITA	Isoestructo $UO_2$ (contiene Pb, Th, otras raras)	45-55	Negro-Gris	8 - 10.5	5-6
	PECHOLENDIA	$UO_2 \cdot 2H_2O$	variable	Negro	6 - 8	5-6
	COFFINITA	$U(SiO_3)_{2-x}(OH)_{4x}$		Negro		
	JRANSTORITA	$Th_{1-x}U_xSiO_4$				
2	CARNOTITA	$K_2(UO_2)_2(VO_4)_2 \cdot nH_2O$ n=1-3	35	Amarillo	4	2-3
	TYUYAMUNITA	$Ca(UO_2)_2(VO_4)_2 \cdot nH_2O$ n=4-10	40-54	Amarillo	3-4	2-3
	ANTONITA	$Ca(UO_2)_2(PO_4)_2 \cdot nH_2O$ n=1-11	40-56	Amarillo-Verde	3.5-5.12	2-3
	COOPERITA	$Ca(UO_2)_2(PO_4)_2 \cdot nH_2O$ n=8-12	47-51	Verde	4.0-5.25	2-3
	BRANCFRANC	$Ca(UO_2)_2Si_2O_7 \cdot nH_2O$ n=6	52	Verde, amarillo	3.5-5.35	3
	TRAMPITA	$UO_3 \cdot nH_2O$				
	SAMBITA	$(Fe, Ce, U, Th, Pa, Y, Nb, Ta, Cr, Mn)_2$		Negro		
	RAMMERSITA	$(U, Th, Ca, Fe)_2Ti_2O_6$				
	ENXENITA-POLICRASA	$(Y, U, Ca, Th, Fe)U_2(Th, Y)_2O_6$	3-12	Pardo-oscuro	4-6	3-7
	SAMARSKITA	$(Y, Ca, Fe, U, Th)U_2Ta_2O_{10}$	3.4-16.3	Negro	4-6	5-6
RYDOBELLA-MICROGOLITA	$(Na, Ca, Mg, Sr, Nb, Ta, Th, F)$	3-15	Incoloro, amarillo-rojo	4-6	5-6	

GRUPO 1. MINERALES CONTENIENDO URANIO TETRAVALENTE. Pueden ser concentrados por métodos de gravedad específica, pero también se liberan al mineral no disuelve con ácido sulfúrico o solo con carbonato de sodio, dependiendo en cualquier caso un oxidante. Se liberan al uranio al ser atacados con ácido.

GRUPO 2. MINERALES HIDRATADOS O TENIENDO URANIO HEXAVALENTE. Son minerales suaves, fácilmente divididos y relativamente de baja densidad. No pueden ser concentrados por métodos de gravedad específica o flotación, son concentrados por lixiviación con ácido sulfúrico o solo con carbonato de sodio, precipitación selectiva, extracción con solventes o intercambio iónico.

GRUPO 3) MINERALES REFRACTARIOS. Para liberar el uranio de estos minerales, se debe lixiviar en caliente con ácido sulfúrico o solo, se puede usar una extracción con solventes o intercambio iónico y después una precipitación selectiva.

T A B L A A2.4"PRINCIPALES MINERALES QUE CONTIENEN TORIO"

<u>MINERAL</u>	<u>COMPOSICION NOMINAL</u>
MONACITA	$(La, Ce, Th)PO_4$
BROCKITA	$(Ca, Ce, Th)((PO_4)*(CO_3))*H_2O$
TORIANITA	$ThO_2$
URANOTORIANITA	$(U, Th)O_2$
TOROGUMMITA	$ThO_2*UO_3$
TORITA	$ThSiO_4$
AUERALITA	$ThSiO_4*YPO_4$
URANOTORITA	$(U, Th)SiO_4$
BRANNERITA	$(U, Th, Ca_2, Fe_2)Ti_2O_6$
BASTNAESITA	$(La, Ce, Th)FCO_3$
PYROCLORO	$(Na_4, Ca_2, U, Th)(Nb, Ta)_4O_{12}$
ALLANITA	$(Ca, Ce, Th)_2(Al, Fe, Mn, Mg)_3(SiO_4)_3OH$



## CICLO DE COMBUSTIBLE DEL URANIO NATURAL

### EXTRACCION

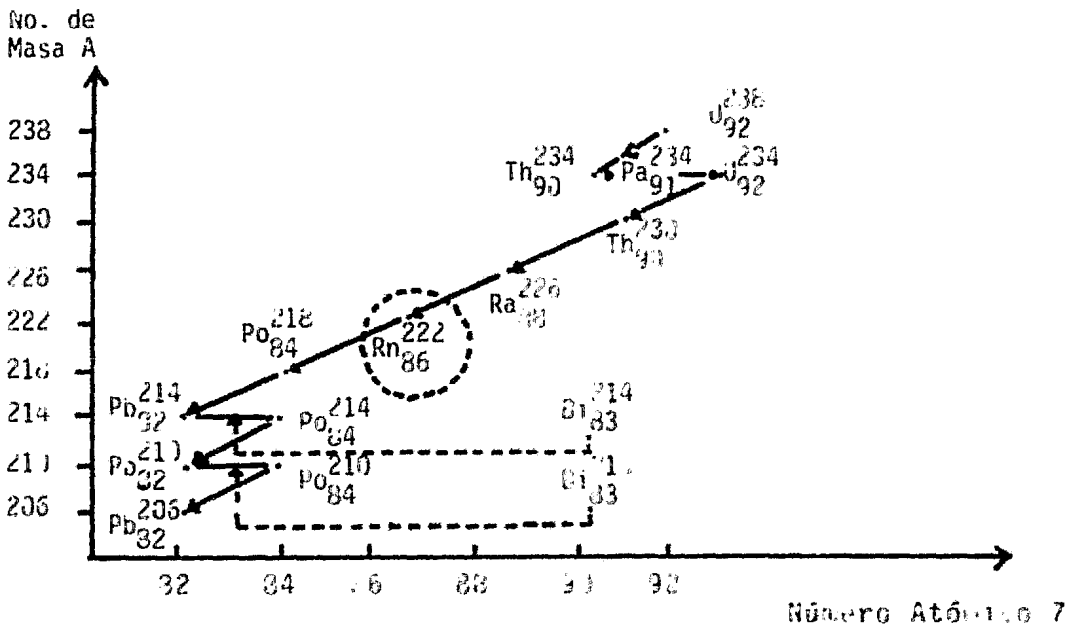
Dentro de la etapa de extracción debemos incluir las operaciones de exploración y minería.

#### -EXPLORACION

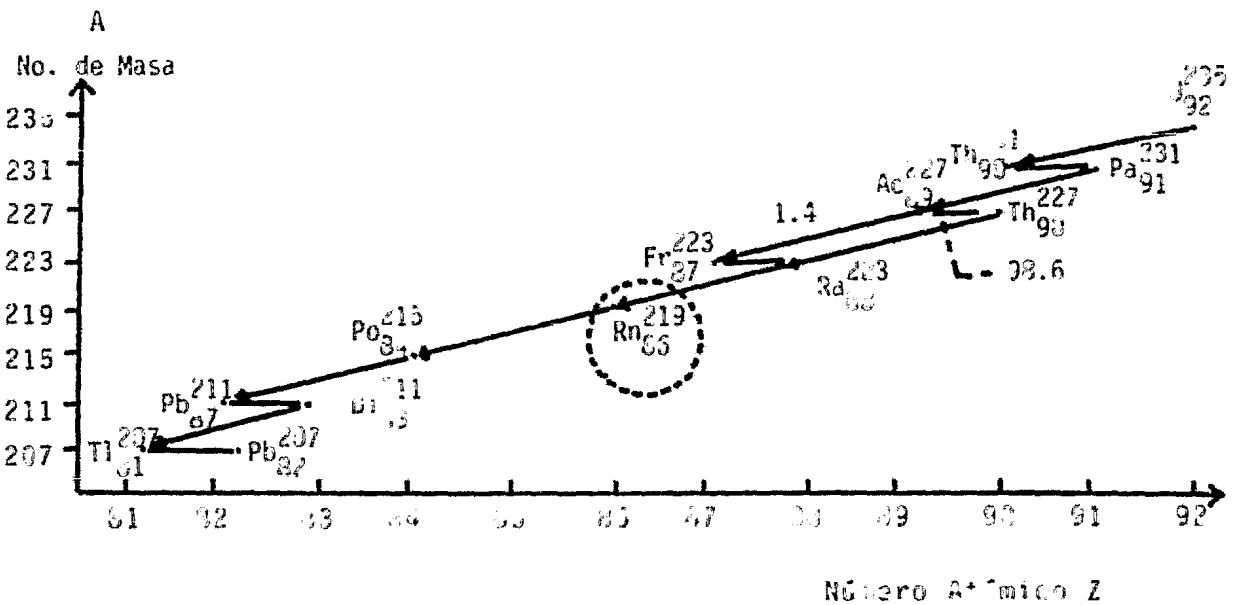
El objetivo básico de la exploración es encontrar, demostrar la existencia y caracterizar los yacimientos de uranio que sean económicamente factibles de explotar con las técnicas actuales. La exploración se puede llevar a cabo por medios aéreos y terrestres.

La etapa comienza, con la evaluación geológica de la zona donde se supone existen yacimientos uraníferos, seguida de una fase de reconocimiento utilizando el método de radiometría aérea que permite revisar grandes áreas a costos relativamente bajos, estos resultados son sólo indicativos y no determinantes. La radiometría aérea consiste en medir desde un avión o un helicóptero el gas radón que es emisor de partículas alfa y es un producto del decaimiento del uranio que indica la presencia de éste, como se observa en la figura A2.1 .

DECLARAMIENTO RADIATIVO DEL U-238



DECLARAMIENTO RADIATIVO DEL U-235



A continuación, se realiza un reconocimiento terrestre utilizando métodos geofísicos, que aprovechan principalmente las propiedades radiactivas del uranio y de otros elementos que forman su cadena de decaimiento. En esta etapa, se incluyen herramientas como detectores de radiación gamma, interpretando después los datos para saber las concentraciones del torio, uranio y otros elementos.

Se continúa con una fase de prospección, donde se definen bien las zonas que tengan características ligadas a los minerales radiactivos, complementando los métodos geofísicos con métodos geoquímicos, que se basan en la detección por análisis químicos, de trazas de uranio o de elementos que tengan parentesco con él. Generalmente, estas trazas de uranio se buscan en muestras de tierra, de agua de arroyos, de lagos, de corrientes subterráneas, de plantas, etc.

Una vez que se tiene el indicio de la existencia de un yacimiento, se procede a comprobarlo y a caracterizarlo, utilizando equipo de perforación. Esta última fase de la exploración es la más costosa, pues hay que hacer muchas perforaciones para determinar las dimensiones del yacimiento y con las muestras obtenidas, medir la concentración de uranio, o sea, la forma como está asociado con otros minerales, etc.

Después de que se han explorado y cuantificado los yacimientos y estos revelan que la explotación es factible, se procede a lo que propiamente es la extracción.

## - MINERIA

La extracción de los minerales de uranio se lleva a cabo empleando las técnicas normales de minería, a excepción de que se deben tener cuidados más escrupulosos debido a las radiaciones.

Se distinguen dos tipos de minas de uranio:

- A cielo abierto, cuando el mineral se encuentra a menos de 120 m de profundidad y,
- Subterránea, cuando el mineral está a más de 120 m de profundidad.

Las características principales de una mina de uranio a cielo abierto se pueden apreciar en la figura A2.2 y son:

- Transporte del Mineral a la Planta de Beneficio. La planta de beneficio se construye siguiendo la zona de explotación del mineral con el objeto de minimizar costos.
- El Sistema de Molienda. Consiste de una tolva de carga donde se deposita el mineral que es extraído y donde una quebradora hace la primera reducción de tamaño del mineral, para después ser llevado por una banda transportadora hasta un molino, en el cual simultáneamente se le da al mineral un tamaño adecuado y se mezcla con agua o solución alcalina para obtener una pasta que se alimenta a las siguientes operaciones de la planta de beneficio.

Las características principales de una mina subterránea de uranio, se pueden apreciar en la figura A2.2 y son:

- Circulación forzada de aire. Tiene por objeto renovar el aire en la mina y al mismo tiempo eliminar el gas radón, utilizando para esto, ventiladores de tiro forzado.
  
- Transporte del mineral y sistema de molienda. El mineral que es sacado de la mina es transportado hacia la planta de beneficio al sistema de molienda, formado de la misma manera que el caso anterior.
  
- Bombeo de agua del tiro de la Mina. Debido a filtraciones naturales se acumula agua en el tiro de la mina, la cual disuelve ciertas cantidades de uranio, radio, radón y otras sustancias, lo cual hace necesario evacuar dicha solución por bombeo hasta unos tanques donde es almacenada y concentrada por evaporación natural. A ciertas concentraciones de uranio, resulta costoso procesar esta solución en la planta de beneficio.

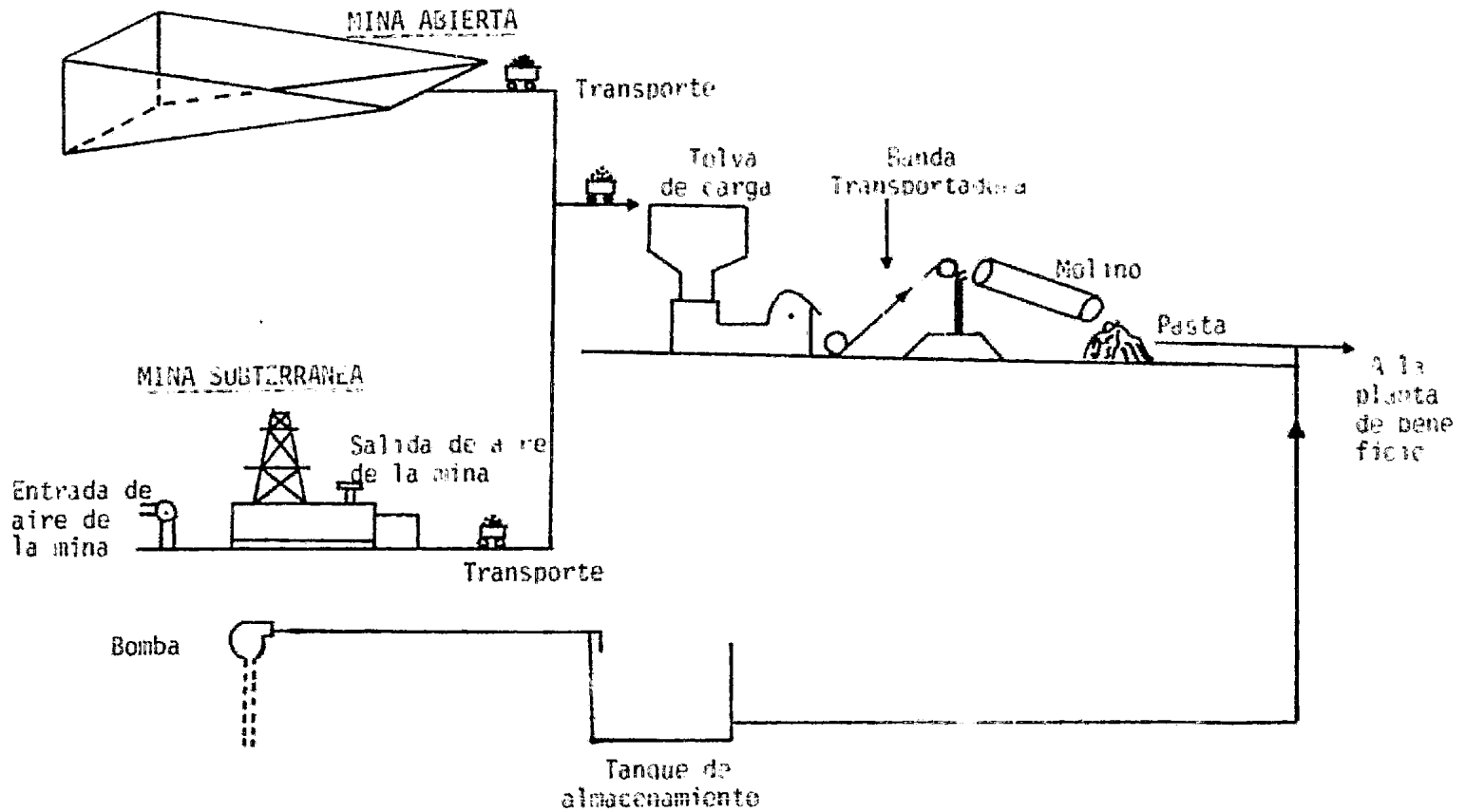
### CONCENTRACION O BENEFICIO

Ya que se han extraído los minerales de uranio de sus yacimientos, se procede a someterlos a un proceso de concentración.

La concentración consiste en separar el uranio de casi todos los componentes no uraníferos que lo acompañan en la naturaleza, incrementando el contenido de óxido de uranio desde unas cuantas décimas por ciento en el mineral a un 85 a 95% en el concentrado.

FIGURA A2.2

TIPO DE MINAS DE URANIO



Debido a la gran variedad de fuentes naturales de uranio, se siguen diversos procesos para la concentración del uranio de sus minerales ( tabla A2. 3), aunque ciertos métodos metalúrgicos convencionales se presentan en todos los procedimientos. A continuación se mencionan algunos métodos de concentración.

#### - OBTENCION DE LA MENA

- a) Concentración por gravedad. Este método sólo puede ser utilizado en minerales donde las partículas sean lo suficientemente grandes y densas para ser concentradas por gravedad, tal como la pechblenda y la uraninita.
- b) Concentración por flotación. Es un método extremadamente selectivo de concentración de menas de muchos elementos comunes. Sin embargo, sólo unos cuantos minerales de uranio pueden ser flotados selectivamente, por lo que rara vez es aplicable el método.

A causa de lo ineficiente que resulta la separación por métodos físicos, la extracción del uranio de sus menas se efectúa casi exclusivamente por lixiviación química.

- c) Lixiviación química. Dos procesos para efectuar la lixiviación, dependiendo de la naturaleza del mineral de uranio y de la ganga o material no uranífero, son:
  - Proceso ácido. Si se trata al mineral con una solución de ácido sulfúrico.
  - Proceso alcalino. Si se trata al mineral con una solución de carbonato y bicarbonato.

Convencionalmente, la lixiviación se efectúa en tanques agitados y con calentamiento, sin embargo, si el mineral es de bajo contenido de uranio, entre 0.05% y 0.1% de  $U_3O_8$ , se omite la molienda y el mineral sólo es quebrado hasta un determinado tamaño y apilado sobre una superficie permeable con drenaje. Sobre esta pila se vierte la solución ácida o alcalina, y el licor resultante del escurrimiento de esta solución sobre el mineral, es aceptado por el drenaje para ser bombeado y de nuevo vertido sobre la pila con el propósito de agotar lo más posible el uranio de su mineral. A este procedimiento, menos eficiente que el convencional pero más económico para minerales con bajo contenido de uranio, se le llama lixiviación estática.

Se han encontrado que algunas bacterias como las thiobacillus ferroxidans y thiobacillus sulfoxidans que proliferan en presencia de sulfuros metálicos, actúan como generadores del agente oxidante, ayudando a la disolución del uranio. Esto es, en presencia de las thiobacillus ferroxidans se liberan iones férricos ( $Fe^{3+}$ ), y en presencia de las thiobacillus sulfoxidans se genera ácido sulfúrico provocando en ambos casos, la disolución de los valores metálicos. La disolución se lleva a cabo más eficientemente, si se mantiene un pH de dos. Cuando se utilizan bacterias, la lixiviación se denomina bacteriana.

Cuando las condiciones y la pobreza del mineral no permiten una forma económica de extracción minera, se perforan pozos hasta el yacimiento, con el objeto de inyectar por uno de ellos, la solución ácida o básica, que al contactar dentro del yacimiento con el uranio lo disuelve, formándose el licor de lixiviación que es extraído con bombas, a través del otro pozo llamado de producción. A este tipo de lixiviación se le llama In Situ.



En la planta de beneficio, es de suma importancia controlar la generación de polvos, debido a que algunos son emisores alfa, beta y gamma, viendo que las áreas de secado y quebrado sean restringidas, cerradas y con control de polvos.

En lo referente al agua de proceso, es almacenada en las llamadas presas de jales que no deben dejarse secar totalmente pues serían otra fuente de producción de polvos. Generalmente, para minimizar el costo de transporte de mineral, las plantas de beneficio son diseñadas para seguir al yacimiento.

#### TRATAMIENTO QUIMICO DE LA MENA PARA OBTENER EL CONCENTRADO DE URANIO

Durante la lixiviación, independientemente del proceso que se siga, el uranio queda en la solución líquida, de donde puede ser recuperado de los licores ácidos o alcalinos. Con el objeto de aumentar la concentración de uranio se realizan otras operaciones como:

- Filtración del licor de lixiviación
- Extracción del uranio del licor de lixiviación, ya sea:
  - a) por intercambio iónico
  - b) por disolvente
  - c) por precipitación
- Reextracción del uranio del extractante o agotamiento y su posterior precipitación, lavado y secado.

Como se mencionó, la extracción del uranio del licor de lixiviación se puede hacer por tres métodos y la conveniencia de alguno de ellos, depende del grado de concentración y pureza en

que se encuentre este en el licor como veremos a continuación:

- Método por precipitación. Sólo es útil cuando se utiliza el proceso alcalino y el mineral tiene alta concentración de uranio, pudiendo precipitarse el uranio directamente con NaOH o  $\text{NH}_4\text{OH}$  y el precipitado obtenido se encuentra aceptablemente libre de contaminantes metálicos.

En cambio, cuando se utiliza el proceso ácido, el precipitado de uranio contiene otros metales, tal como fierro, lo cual ya no es aceptable comercialmente. En consecuencia al utilizar el proceso ácido se debe hacer una recuperación selectiva por alguno de los dos siguientes métodos:

- Intercambio iónico, que requiere resinas aniónicas y se usa si la concentración es menor de 0.7 gramos de uranio por litro de solución.
- Extracción con solventes que es usado si la concentración es mayor a 0.7 gramos de uranio por litro de solución.

Efectuando posteriormente, como ya se mencionó, la precipitación, filtrado, lavado y secado, para obtener el concentrado de uranio que contiene entre el 85 a 90% de compuestos de uranio, y que se le conoce comunmente con el nombre de Torta Amarilla.

A continuación se explican los dos procesos de lixiviación, por los cuales se efectua convencionalmente la concentración del uranio, explicando los distintos caminos que pueden seguirse hasta obtener la Torta Amarilla.

## PROCESO ACIDO

### Molienda

Inicialmente el mineral es quebrado en partículas menores de 5 cm. La Fig. A2.3 muestra los distintos pasos que pueden seguirse en este proceso en forma general, hasta la etapa de recuperación de uranio de los licores lixiviados en la que se puede efectuar una extracción con solventes o un intercambio iónico como veremos a continuación:

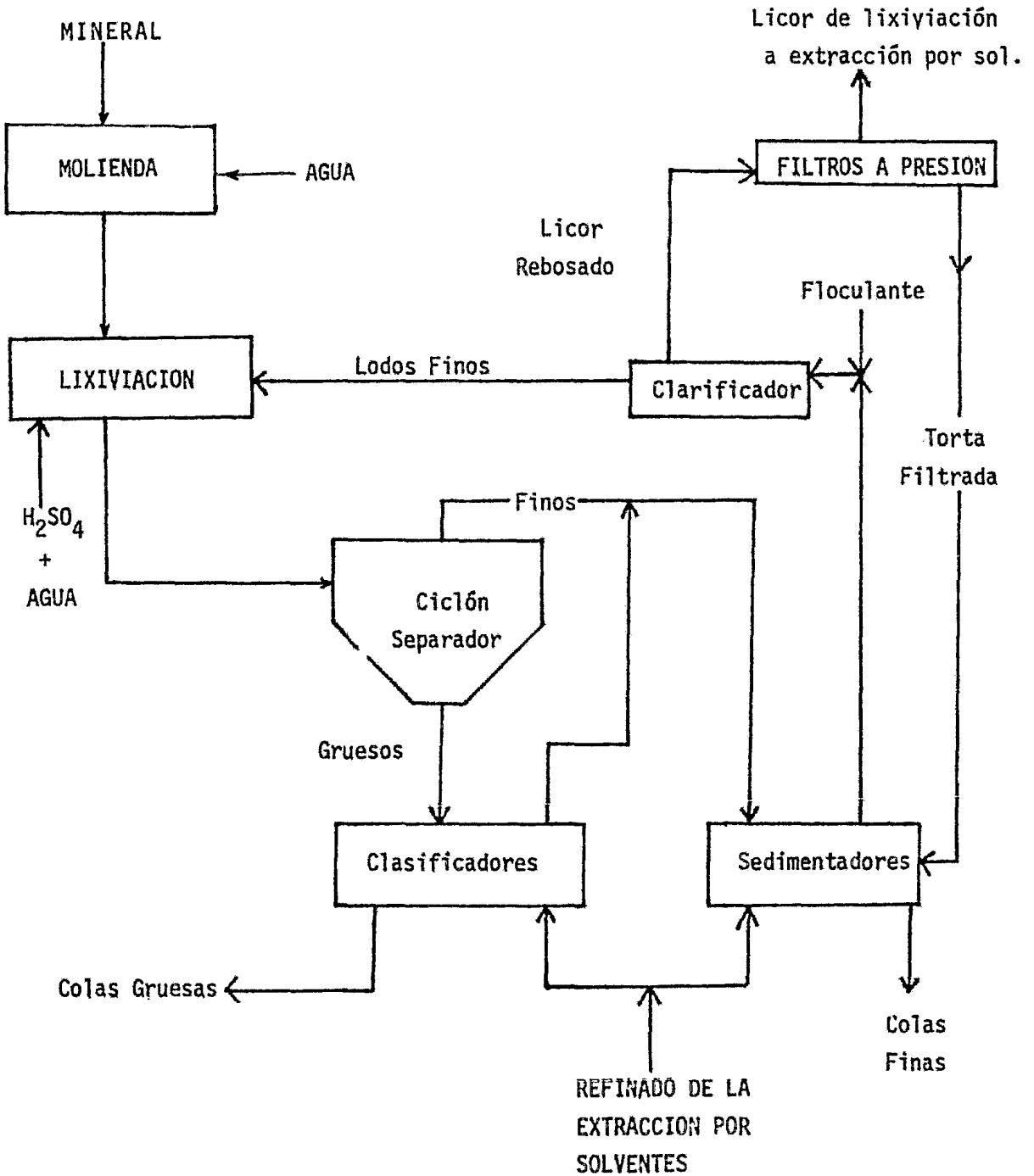
El mineral quebrado se alimenta con agua a un molino de rodillos o de bolas manteniendo un 66% de sólidos aproximadamente.

MINERAL + AGUA  $\longrightarrow$  MOLIENDA  $\longrightarrow$  LIXIVIACION

### Lixiviación

La pasta proveniente del molino se ajusta a un 50% de sólidos, agregando más agua y ácido sulfúrico, y pasa enseguida a una serie de tanques agitados, donde se efectúa la lixiviación en caliente entre un rango de 40 a 60°C dependiendo de la resistencia que presenten los minerales a la operación, por lo general, es necesaria la presencia de un agente oxidante como puede ser el clorato de sodio  $\text{NaClO}_3$ , dióxido de manganeso sintético o en forma de pirolusita o algunas bacterias para convertir el uranio tetravalente a la forma soluble hexavalente. Después de aproximadamente 5 horas, la lixiviación se completa quedando el uranio en forma de sulfato complejo de uranilo,  $\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3^{-4}$ .

" CONCENTRACION POR LIXIVIACION ACIDA "





A partir de este punto, la extracción del uranio de los licores ya clarificados puede efectuarse por dos procedimientos.

I. Extracción por Intercambio iónico

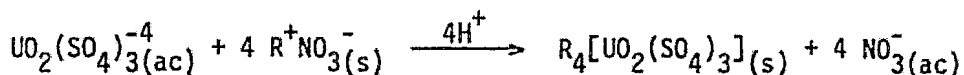
II. Extracción por solventes

### I. Extracción por Intercambio Iónico.

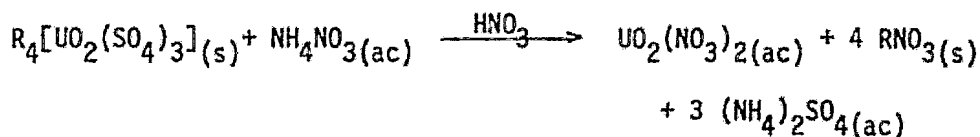
Como se mencionó anteriormente, para emplear este procedimiento, el licor debe contener menos de 0.7 gramos de uranio por litro de solución. A causa de que el uranio está presente en los licores de lixiviación con ácido sulfúrico como una mezcla de las especies  $UO_2^{+2}$ ,  $UO_2SO_4$ ,  $UO_2(SO_4)_2^{-2}$  y  $UO_2(SO_4)_3^{-4}$  es posible extraer el uranio con resinas aniónicas o catiónicas. Sin embargo, la concentración de otros aniones metálicos como  $Fe^{+2}$ ,  $Fe^{+3}$ ,  $Ca^{+2}$ ,  $Mg^{+2}$ , etc. hacen que el intercambio con resinas catiónicas sea elevadamente difícil a causa de la contaminación de los cationes metálicos diferentes al uranio.

Por otro lado, sólo algunos metales diferentes del uranio tal como Fe (III), V(V) y Mo (VI) forman aniones con el ácido sulfúrico, además su concentración puede regularse controlando el potencial de oxido-reducción, por lo que el intercambio con resinas aniónicas está ampliamente reconocido como un medio de recuperación de uranio de los licores lixiviados con ácido sulfúrico. La mayoría de estas resinas son a base de estireno-divinil-benceno con una amina terciaria o cuaternaria como grupo activo de intercambio iónico.

La reacción principal por la cual el uranio es adsorbido en forma de un anión complejo de la solución es:

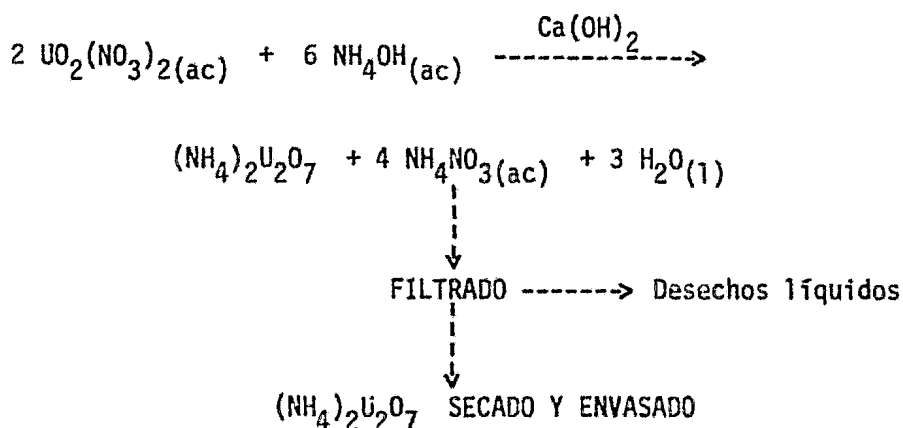


Agotamiento o recuperación del uranio. Existen tres tipos de equipo para llevar a cabo el intercambio iónico, estas son los reactores del tipo de cama fija, el tipo de cama fluidizada y el tipo continuo (RIP). La resina se encuentra empacada en estas torres o columnas de adsorción. Para extraer el uranio de esta resina se alimenta a las columnas una solución aproximadamente 1 M de nitrato, clorato o el ión necesario para invertir la reacción antes dada, liberando el uranio de la resina al formar el nitrato u otro compuesto de uranio en sol. acuosa. El eluente debe contener al menos ácido libre 0.1 N para prevenir la precipitación del uranio.



Precipitación, filtración, secado y envasado. A la solución de nitrato, se les pasa generalmente por 2 etapas de precipitación con álcali. En la primera, el pH se incrementa de 3.3 a 3.6 adicionando  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ , esto precipita la mayoría del ión férrico y remueve los sulfatos como  $\text{CaSO}_4$  que acompañan al uranio. En seguida se filtra y la torta que se obtiene se recicla a la etapa de lixiviación, mandando el licor a la segunda etapa de precipitación donde se agrega nitrato de amonio  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  hasta obtener un pH de 7.0 con lo cual se precipita el uranio como diuranato de amonio,  $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$ . Este precipitado se controla para obtener un grano grueso que no ocluya impurezas.

Finalmente, el precipitado es filtrado, lavado con agua y secado a 160°C, se deposita en recipientes para mandarlo a la planta de refinación.



## II. Extracción por solventes.

Como se mencionó anteriormente, el licor debe contener más de 0.7 gramos de uranio por litro de solución. El proceso de recuperación de uranio por este método se puede llevar a cabo con aminas o resinas o con componentes organofosforados. La extracción con aminas es también llamada Proceso Amex, y la extracción con componentes organofosforosos es llamado Proceso Dapex, el cual está cayendo en desuso.

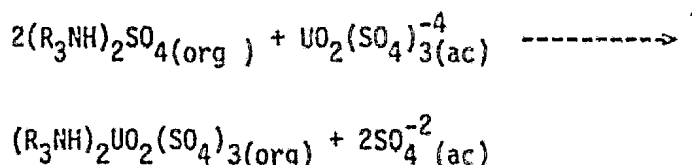
Las aminas que actúan como un líquido intercambiador de aniones se encontró que son más selectivas en la extracción de uranio que los componentes organofosforados que actúan como líquidos intercambiadores de cationes.

El proceso Amex utiliza una mezcla de trioctil y tridecilaminas, presenta una buena estabilidad química, baja



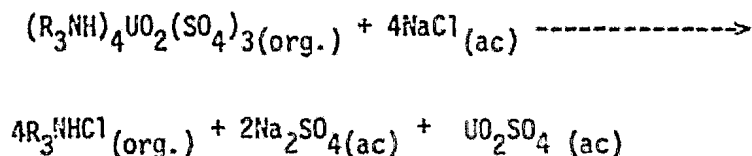
solubilidad acuosa, un coeficiente de distribución alto y una buena selectividad para el uranio. Para usar las aminas, se disuelven en un diluyente de alto punto de ebullición, keroseno alrededor de 3% en peso y a esta solución se le agrega un alcohol de cadena larga como dodecanol, para incrementar la solubilidad en el keroseno de las sales de sulfato y sulfato ácido de la amina y sus complejos con componentes de uranio y molibdeno.

El licor de lixiviación es mandado a tanques sedimentadores, agitados donde el uranio es extraído por la amina antes descrita.



#### Agotamiento.

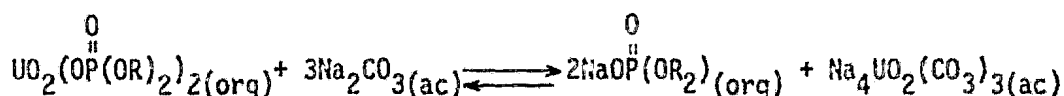
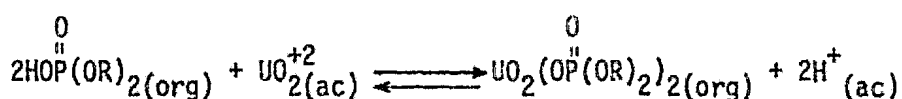
La fase orgánica que contiene el uranio se separa de la fase acuosa y es transferida a tanques sedimentadores agitados donde es agregado cloruro de sodio.



La fase acuosa se separa de la orgánica pasando la primera a tanques precipitadores donde se adiciona  $NH_3$ -aire en los volúmenes correspondientes hasta elevar el pH a 7.0. Esto precipita al uranio como una mezcla de diuranato de sodio y amonio.

El diuranato precipitado se separa de las sales en solución por medio de sistemas de sedimentación y filtros. Los sólidos son lavados con agua y es secado a 160 -180°C.

El método Dapex se utiliza principalmente en la recuperación de subproductos de uranio para la formación de ácido fosfórico. Las reacciones que se llevan a cabo son las siguientes:



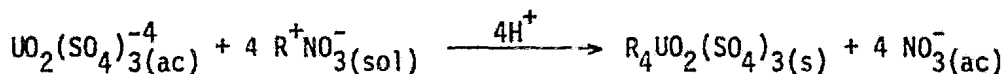
### SEMICLARIFICACION

Uno de los pasos más caros y difíciles en la recuperación de uranio de los licores lixiviados es la clarificación. para evitar el alto costo que implica una clarificación, se opta por sedimentar parte de los sólidos y el líquido sobrenadante es llevado a intercambio iónico en la siguiente modalidad.

### Extracción por Intercambio iónico.

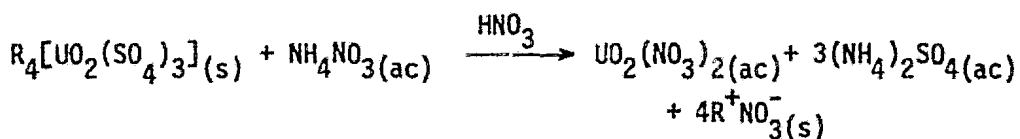
Sin clarificar completamente el licor se utiliza el proceso de resina en pulpa (RIP). La pulpa o el licor semiclari ficado fluye a través de varias etapas de intercambio iónico a contracorriente conteniendo gránulos de resina aniónica previamente ta mizada. En esta etapa el uranio disuelto en la pulpa es transferido a la resina.

Las etapas están compuestas de tanques agitados y sistemas de tamizado que separan los sólidos suspendidos de la resina, evitando que sean atrapados por esta última y asegurando que únicamente el uranio sea adsorbido por la resina.



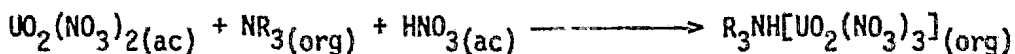
### Agotamiento

La resina que ha adsorbido el uranio es lavada parcialmente y pasada a tanques agitados donde se realiza el agotamiento. Estos tanques contienen una solución acuosa de nitrato de amonio y ácido nítrico, que al reaccionar con el uranio forman el nitrato de uranilo  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  en solución acuosa. La resina es separada del licor obtenido, que es enviado a una recuperación de uranio por extracción con solventes.



### Extracción por disolventes

A la solución de nitrato de uranilo aún se le tiene que extraer y purificar el uranio por medio de un solvente selectivo por ejemplo a base de aminas terciarias disueltas en keroseno e isodecanol.





## PROCESO ALCALINO

La lixiviación con carbonato se aplica preferencialmente cuando el mineral es rico en piedra caliza o algún otro material que consume ácido. Este proceso produce un licor de lixiviación con menor contenido de impurezas que las obtenidas por el proceso ácido.

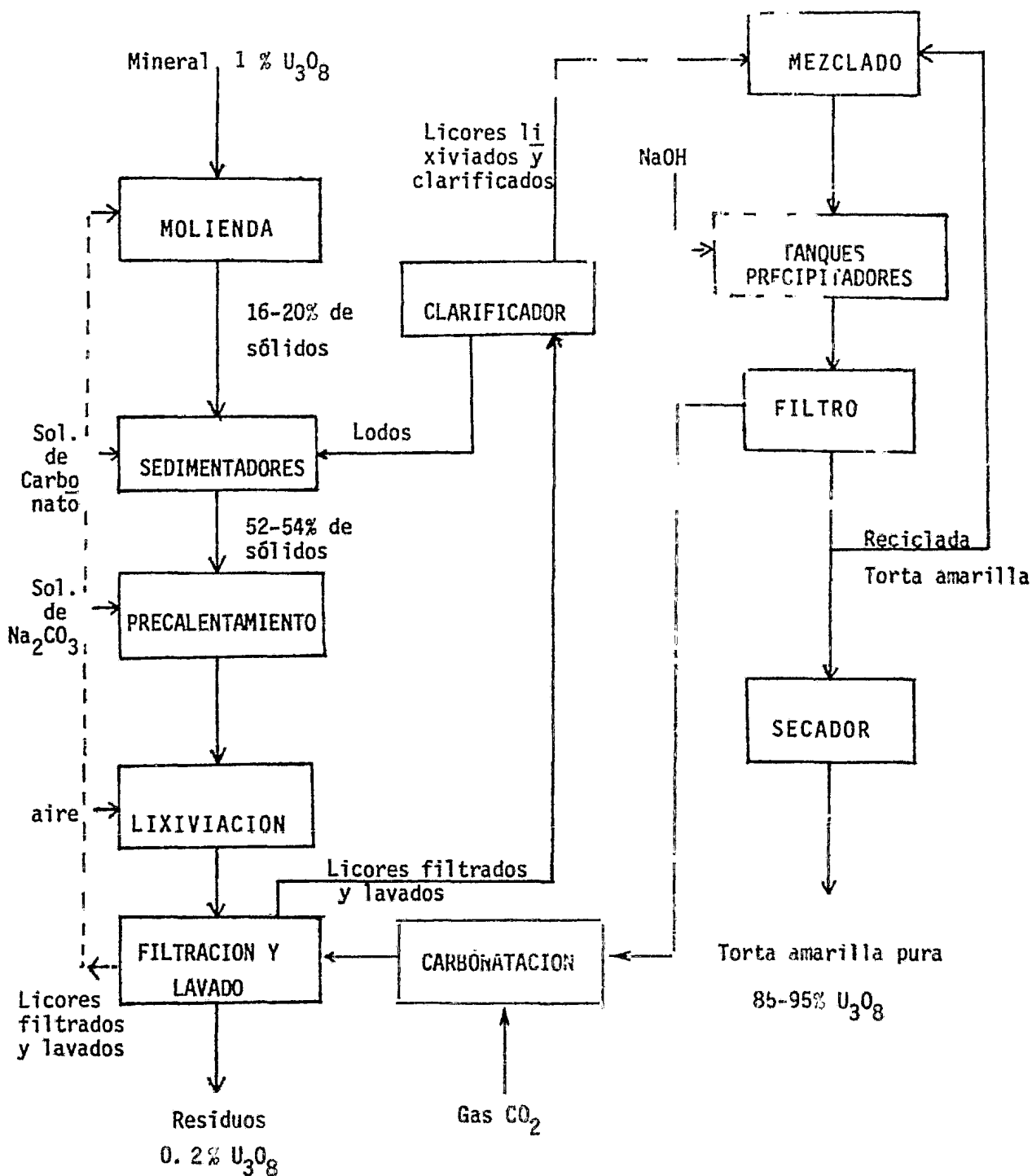
Ya que las soluciones de carbonato no atacan ni penetran las partículas de la ganga, se hace necesario pulverizar el mineral, lixiviar por tiempo prolongado y a alta temperatura.

La Fig. A2.4 muestra un diagrama de bloques donde se presentan las principales operaciones de este proceso. A continuación se presenta la descripción del proceso, a este respecto debemos decir, que no hay un proceso estándar para recuperar el uranio de los licores lixiviados, por lo que pueden seguirse dos caminos para obtener los concentrados de uranio, ya sea precipitando directamente o realizando primero un intercambio iónico, como veremos a continuación.

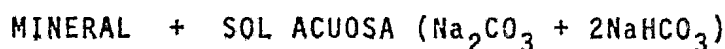
Primeramente, el mineral es quebrado en partículas de 2.5 a 5cm. aproximadamente. El mineral quebrado es alimentado al molino de bolas con solución de carbonato de sodio y bicarbonato de sodio provenientes del sistema de filtración y lavado. El molino de bolas puede trabajar con un clasificador espiral que regrese las partículas grandes al molino. El flujo en el clasificador puede estar entre el 16 al 20% de sólidos. La molienda lleva al mineral a un tamaño adecuado de partícula para llevar a cabo la lixiviación.

FIGURA A2.ª

## CONCENTRACION POR LIXIVIACION ALCALINA

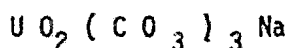


La razón de utilizar bicarbonato de sodio como parte de la solución de ataque, es regular el pH de la solución y no provocar la precipitación del uranio disuelto.

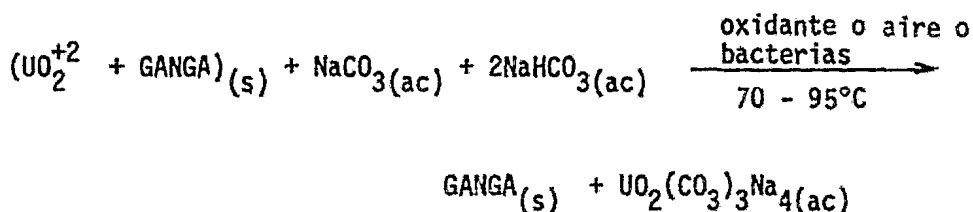


### Lixiviación en Caliente

La solución se reajusta para llevarla a un 50% de sólidos aproximadamente por medio de tanques sedimentadores, reciclando el sobrenadante al sistema de molienda. La mezcla resultante en forma de pasta aguada, se precalienta y se lleva a tanques agitados con calentamiento entre 70-95°C, se les adiciona 90 g/l de carbonato y 10 g/l de bicarbonato y permanece la mezcla en los tanques entre 5 a 36 horas, dependiendo del equipo y de las presiones utilizadas en el proceso. Se provee aire para oxidar el uranio tetravalente, lográndose la formación de un compuesto de uranio soluble en agua:



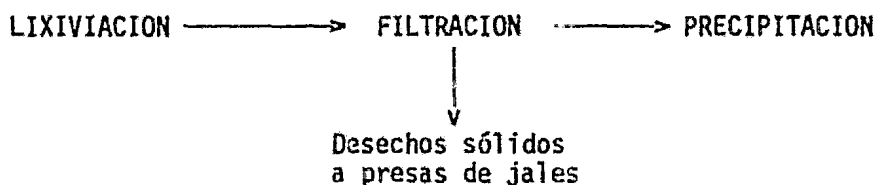
Para ésto, muchas veces se requiere de un agente oxidante, por ejemplo: perclorato de potasio o bacterias que ayuden a su producción.



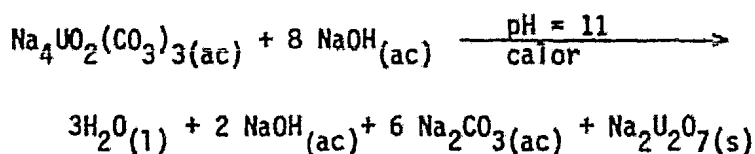
A partir de este punto se dará una descripción de los dos procesos que se pueden seguir.

## I) Precipitación Directa

- Filtración. Con el objeto de extraer lo más posible el uranio, la pasta aguada se alimenta a varias etapas de filtración con lavado a contracorriente. Cada etapa consiste de varios filtros que pueden ser rotatorios operados con vacío, de aquí, parte de los lavados van a los molinos de bolas. Los desechos sólidos son enviados a las presas de jales, donde el contenido residual de  $U_3O_8$  puede llegar a ser hasta del 0.01%.



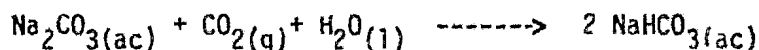
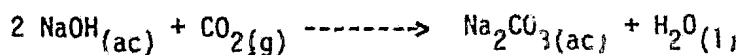
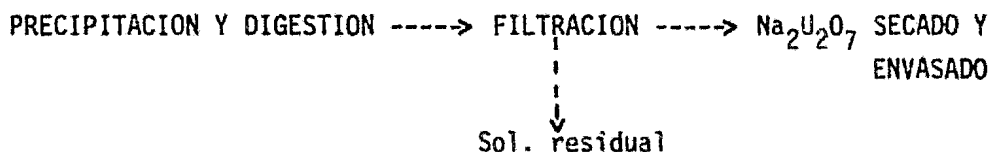
- Precipitación y Digestión. El licor de lixiviación separado de los sólidos en la filtración se clarifica a través de un sedimentador y se trata con sosa caústica, NaOH en exceso a un pH de 11. La reacción produce diuranato de sodio sólido ( $Na_2U_2O_7$ ). Este precipitado debe ser cuidado durante su formación, siendo de preferencia de grano grueso, que no ocluya impurezas, y que sea fácil de filtrar y lavar.



- Filtración, Secado y Envasado. El producto es filtrado y lavado, concentrando los sólidos o torta amarilla, que después de secarse contiene cerca del 85% de  $U_3O_8$ , el cual se revisa y analiza para depositarlo en envases y enviarlo a la refinería.

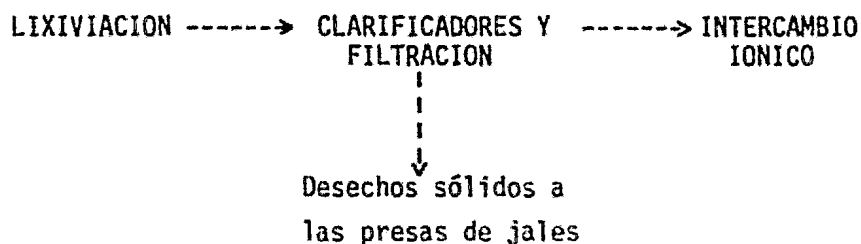


La solución residual que sale del filtro ( $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{CO}_3$ )<sub>ac</sub> es tratada con bióxido de carbono  $\text{CO}_2$  con el objeto de regenerar los carbonatos y bicarbonatos que son reciclados a la primera etapa de filtración y molienda.

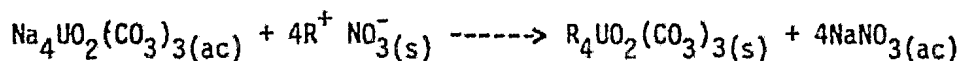


## II) Por Intercambio Iónico

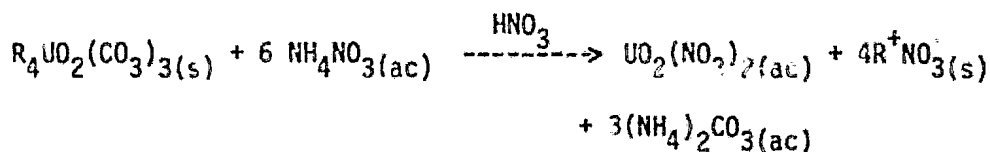
- Precipitación - Clarificación. Después de la lixiviación, se efectúa una precipitación parcial de los sólidos obteniéndose así, un líquido semiclarificado. Los sólidos son enviados a las presas de jales y el licor de lixiviación aún es pasado a través de filtros hasta lograr una clarificación del líquido.



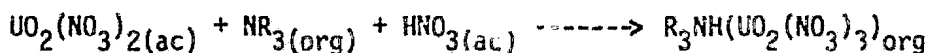
- Extracción por Intercambio Iónico. El licor de lixiviación ya clarificado es alimentado a torres empacadas con resinas aniónicas en donde el uranio es adsorbido, separándolo del licor.



- Recuperación del uranio-Agotamiento. Se hace pasar una corriente de nitrato de amonio  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  y ácido nítrico  $\text{HNO}_3$  a través de las torres empacadas, separando el uranio absorbido en la resina y saliendo en forma de nitrato de uranilo,  $\text{UO}_2(\text{NO}_2)_2$ .

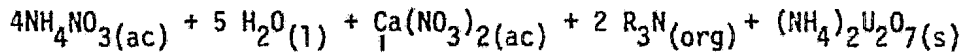
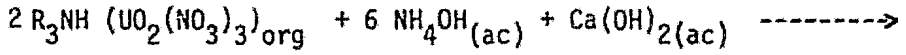


- Extracción por Disolvente. En general el nitrato de uranilo que se obtiene sale muy diluído y con algunas impurezas lo que hace necesario extraerlo con algún disolvente selectivo por ejemplo: alguna amina terciaria disuelta en algún compuesto orgánico como keroseno e isodecanol en presencia de ácido nítrico diluído

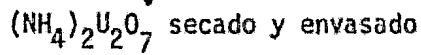


- Precipitación, secado y envasado. El uranio disuelto en la fase orgánica, se separa de ésta, precipitándolo con hidróxido de calcio  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  e hidróxido de amonio  $\text{NH}_4\text{OH}$  en forma de diuranato de amonio  $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$ , cuidando la formación del precipitado.

Por último se filtra, se seca y se deposita en envases para ser enviado a refinación. Los desechos líquidos se envían a las presas de jales.



Desechos líquidos <---FILTRACION  
a presa de jales



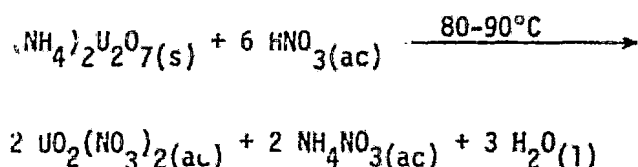
## REFINACION

El uranio que ha sido separado del bloque de los componentes del mineral, pero que aún contiene contaminantes no uraníferos, debe sujetarse a un nuevo tratamiento para producir una forma química de una pureza apropiada para uso nuclear, lo cual se lleva a cabo mediante la refinación.

La refinación consta de los siguientes pasos:

### DIGESTION

Una vez cumplidas las especificaciones de calidad, los concentrados (Torta Amarilla) se hacen reaccionar con ácido nítrico concentrado, efectuándose la siguiente reacción:

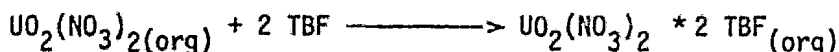


obteniéndose además nitrato de otras impurezas en fase líquida (acuosa).

### EXTRACCION POR DISOLVENTE

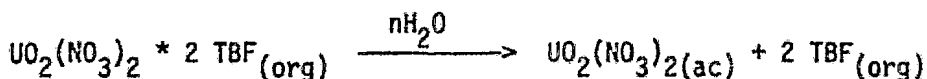
La fase líquida acuosa, que contiene los nitratos de uranilo y otras impurezas, se bombea a una torre empacada, donde se pone contacto a contracorriente con una fase líquida orgánica, generalmente fosfato de tributilo, en un disolvente orgánico. El fosfato de tributilo es químicamente estable, no volátil, selectivo al uranio y tiene un coeficiente de distribución del uranio mayor

que la unidad, cuando la fase acuosa contiene ácido nítrico o nitratos orgánicos. De esta forma, el uranio sale de la torre disuelto en la fase orgánica y las impurezas en la fase acuosa.



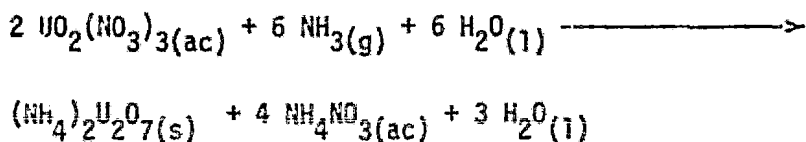
### AGOTAMIENTO

La fase orgánica en la que va disuelto el nitrato de uranilo, se lava con ácido nítrico diluido para eliminar las pequeñas impurezas metálicas y estos lavados se regresan a la sección de extracción, posteriormente la fase orgánica pura se alimenta a una torre empacada donde se pone en contacto con agua alimentada a contra corriente. Mediante este contacto, el nitrato de uranilo se transfiere a la fase inorgánica, la cual puede seguir cualquiera de los tratamientos que se mencionan en seguida:

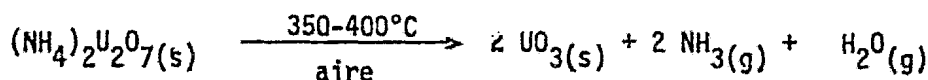


### 1) PRECIPITACION Y CALCINACION

Se hace burbujear en la solución acuosa amoníaco gaseoso  $\text{NH}_3$  formándose el precipitado de diuranato de amonio. La reacción es la siguiente:

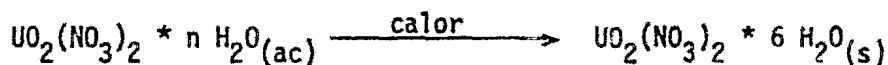


El precipitado se filtra, se seca y se calcina a una temperatura de 350-400°C, descomponiéndose el diuranato y formando el  $UO_3$  (óxido o trióxido de uranio sólido) y algunos gases (amoníaco y vapor de agua). La reacción es la siguiente:

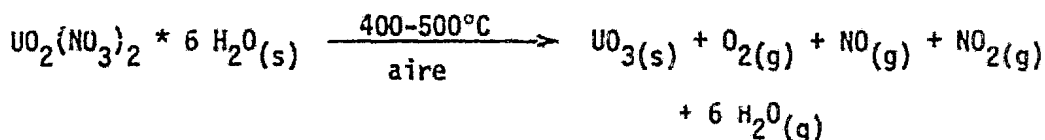


## 2) EVAPORACION Y CALCINACION

La solución acuosa de nitrato de uranilo se concentra por evaporación hasta alcanzar una proporción aproximada de 1 mol de  $UO_2(NO_3)_2$  por cada 6 moles de agua. La reacción es la siguiente:



Posteriormente, se eleva la temperatura del nitrato de uranilo, efectuándose una descomposición térmica y resultando de la oxidación el  $UO_3$  así como oxígeno, óxido nitroso, óxido nítrico y vapor de agua.



## CONVERSION

El uranio que viene de la planta de refinación como  $UO_3$  sólido, se convierte a  $UO_2$  efectuando las dos operaciones siguientes:

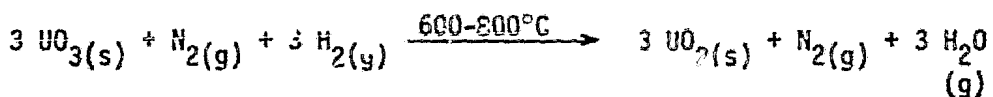
### Compactación y granulación

El  $UO_3$  pasa por una etapa de compactación y de granulación para dar a la partícula el tamaño y consistencia adecuada, con el objeto de lograr la máxima eficiencia en un reactor donde se efectuará la conversión a  $UO_2$ .

### Reducción en reactor químico de lecho fluidizado

Después de la etapa anterior, el trióxido de uranio se alimenta al reactor de lecho fluidizado. El  $UO_3$  forma el lecho o cama de partículas sólidas mientras que al reactor se le alimenta en la parte inferior gas amoníaco que ha sido descompuesto térmicamente en sus elementos.

El flujo de gas fluidiza el lecho de  $UO_3$  y se efectúa la reacción, a una temperatura de 600-800°C, que convierte al trióxido de uranio en dióxido de uranio,  $UO_2$ , más nitrógeno que no interviene en la reacción y vapor de agua que sale del reactor.



## FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

El haz de combustible del reactor CANDU consta de:

- Los elementos combustibles que contienen  $UO_2$  de alta densidad en una camisa delgada y cilíndrica de zircaloy-4.
- Una capa delgada de grafito en la superficie interior de la camisa, para reducir la interacción entre las pastillas y la camisa.
- Los tapones de la barra que se soldan en los extremos de la camisa, los cuales cumplen tres propósitos:
  - \* Sellar el contenido del elemento combustible
  - \* Proveer una terminación efectiva para poder ser acoplado a la placa de amarre
  - \* Proveer un componente estructural que esté en contacto con el sistema de manejo del combustible.

Los 37 elementos combustibles se soldan a la placa de amarre y las separaciones deseadas en el plano transversal del haz se mantienen por medio de espaciadores soldados a los elementos. La separación entre el haz y el tubo de presión es asegurada por medio de soportes soldados cerca de los extremos y a la mitad.

## PRODUCCION DE $UO_2$ EN PASTILLAS

El dióxido de uranio en polvo es recibido de la planta de purificación y conversión en lotes, antes de utilizar un lote específico, se procesa una muestra de éste en forma de pastilla, para confirmar que cumple las especificaciones impuestas y poder ser aceptado.



Cuando el lote se ha aceptado, entonces el  $UO_2$  es compactado en una prensa a presiones de  $550 \text{ kg/cm}^2$  en forma de lingotes. Estos se trituran y se hacen pasar por un tamiz de determinado tamaño de partícula. El material granular es alimentado a una prensa mecánica donde se le aplican presiones de 2,800 a  $5,600 \text{ kg/cm}^2$ , formándose pastillas de diámetro, peso y altura predeterminados. Un muestreo estadístico se utiliza para confirmar que el proceso produce pastillas que cumplen con las especificaciones.

Las pastillas son colocadas en contenedores y son puestas en un horno de sinterización. La atmósfera de este horno es de hidrógeno a una temperatura de  $1,650$  a  $1,700^\circ\text{C}$ . Las pastillas sinterizadas se muestrean para comprobar que reúnen el diámetro, altura y densidad deseadas y para detectar defectos físicos.

Posteriormente, las pastillas son pulidas al diámetro requerido, se lavan para remover residuos, se secan y se inspeccionan dimensionalmente.

## FABRICACION DE LOS COMPONENTES ESTRUCTURALES

### - Espaciadores y Soportes

El material de zircaloy destinado para los espaciadores y soportes es inspeccionado para comprobar que cumple con las especificaciones de espesor, ancho, aplanado y para detectar defectos de superficie.

Posteriormente el material es lavado, desengrasado y secado para ser revestido con una capa delgada de berilio por deposición al vacío. Finalmente, se forman los espaciadores y soportes, los cuales son almacenados para uso inmediato.

- Tapones

La barra de zircaloy para los tapones es inspeccionada visual y dimensionalmente. Posteriormente, la barra es inspeccionada ultrasónicamente para detectar defectos. Finalmente, los tapones son maquinados, limpiados, lavados y secados para quedar listos para su uso inmediato.

- Placas de amarre

La lámina para las placas de amarre es inspeccionada visual y dimensionalmente. A continuación, las placas de amarre se cortan de la lámina y son nuevamente inspeccionadas dimensionalmente.

## FABRICACION DEL HAZ Y ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Las camisas de Zircaloy son inspeccionadas al recibirlas, visual y dimensionalmente. Posteriormente son probadas ultrasónicamente para detectar defectos transversales y longitudinales.

Los soportes y espaciadores son soldados por puntos a las vainas. El calentamiento para el soldado se realiza por inducción en una cámara al vacío. Después de la operación de soldado, se realiza otra inspección visual y dimensional, y una prueba metalúrgica tipo destructiva para probar la entereza del soldado y la cantidad de eutéctico.

Posteriormente, a los interiores de las camisas se les reviste con una solución de grafito, la cual es secada y recocida en un horno al vacío desgasificador.

Las camisas son entonces cortadas a la longitud deseada, y preparadas para el soldado. Las pastillas son almacenadas en una longitud específica dentro de la camisa. En seguida, son llenadas con una mezcla de argón y helio, y los tapones son soldados en los extremos. Todos los elementos son limpiados para que a continuación se realice la prueba de fugas de helio.

La siguiente operación es el montaje de los elementos en los haces. Esto se hace por medio de un pescante donde las placas de amarre son soldadas a cada elemento. Los haces son inspeccionados visual y dimensionalmente, y son empacados.

## IRRADIACION DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR Y ALMACENAMIENTO TEMPORAL

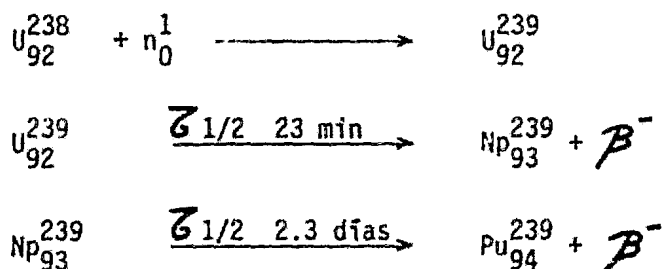
En las centrales con reactores CANDU, la mayoría del U-235, más una pequeña porción de U-238 son consumidos, generando energía de fisión. Durante este proceso, por interacciones de los neutrones con el U-238, se produce el plutonio-239 que es fisiónable. Parte de este plutonio producido en el reactor, también es fisiónado contribuyendo a la producción de energía. También durante este proceso se forman los llamados productos de fisión que reducen la reactividad del reactor, ya que absorben neutrones de modo improductivo.

Además, cuando el combustible irradiado sea extraído del reactor, será altamente radiactivo debido también a la acumulación de los productos de fisión, por lo que será necesario almacenarlo temporalmente en "albercas" construidas en el sitio del reactor, por períodos de tres meses hasta por varios años, para que su radiactividad decaiga y sea posible transportarlo, dependiendo el tiempo de almacenaje, de si se efectúa el reprocesamiento o se manda a almacenaje final.

## REPROCESAMIENTO

El objetivo del reprocesamiento tiene tres razones fundamentales. La primera consiste en recuperar el uranio que no fue consumido en la irradiación, ya que la descarga de los elementos combustibles se debe efectuar mucho tiempo antes de que se consuma el elemento fisiónable U-235.

La segunda razón es recuperar el Pu-239 producido, para retroalimentarlo en el combustible de recarga o utilizarlo posteriormente en reactores avanzados, esto se debe al hecho de que el isótopo U-238 al ser bombardeado con neutrones se convierte en Pu-239 fissionable.



Y por último, la tercera razón es recuperar aquéllos radioisótopos con alguna aplicación científica o comercial.

Existen varios procesos de reprocesamiento de combustible entre los cuales se encuentran el proceso Fosfato de Bismuto, el proceso Redox, el proceso Trigly, el proceso Butex, el proceso Purex, el Proceso Thorex, etc.

Para este ciclo de combustible, aunque el reprocesamiento es factible técnicamente, a corto y mediano plazo, económicamente no lo es, por lo que se ha pensado que para este ciclo lo más conveniente es guardarlos en recipientes y mandarlos a almacenamiento final. En el ciclo de uranio enriquecido, se dará una descripción más detallada de esta etapa, describiendo el proceso Purex, que es uno de los procesos más utilizados.

## ALMACENAMIENTO FINAL

La técnica de almacenamiento final dependerá del tipo de desechos. Si se efectúa el reprocesamiento, estos pueden ser desechos de alto nivel de radiactividad, desechos de medio nivel de radiactividad y desechos de bajo nivel de radiactividad. Estos serán descritos más adelante en el ciclo de uranio enriquecido. En el caso de este ciclo, el combustible irradiado es guardado en tanques especiales y llevado a un sitio seguro, tal como son los depósitos de sal o estructuras geológicas profundas y estables.

Las características de este depósito geológico deben ser tales que sea posible controlar el calor generado en los tanques por los productos de fisión ahí confinados. También se debe prever que la humedad en el depósito sea tal que no afecte la integridad de los tanques (corrosión) y además que la formación geológica soporte esfuerzos mecánicos.

A este respecto, las minas de sal resultan ser los depósitos más indicados. El manto de sal tiene un índice de conductividad térmico relativamente alto, es impermeable y lo suficientemente plástico para soportar esfuerzos mecánicos y cicatrizar fracturas en su estructura.

## FABRICACION DE AGUA PESADA

La producción comercial de deuterio se ha hecho casi siempre en la forma de agua pesada,  $D_2O$ . La tabla A2.5 enlista los procesos que han sido usados para la producción de agua pesada. Estos procesos están divididos en dos clases:

- Procesos parásitos, que toman su alimentación de una planta primaria productora de hidrógeno o de gas amoníaco, extrae el deuterio de estos y retorna el hidrógeno agotado para uso comercial, generalmente síntesis de amoníaco.
- Procesos auto-incluidos que tienen al agua pesada como su único producto y emplean agua natural como alimentación.

No se ha encontrado un método económico para la extracción de deuterio a partir de gas natural o petróleo, sin que primero haya que convertirlos químicamente a otros materiales. El hidrógeno industrial y la síntesis de gas amoníaco, producidos por conversión química de gas natural y petróleo, están siendo usados como fuentes de deuterio, pero la cantidad de agua pesada que puede ser producida de estas fuentes industriales es pequeña comparada con la cantidad necesaria para los reactores de agua pesada.

La cantidad relativa de agua pesada producida por cada proceso de concentración primaria reportado hasta 1975 fue la siguiente:

- 90%, proceso GS
- 6%, electrólisis de agua e intercambio vapor-hidrógeno
- 2%, destilación de hidrógeno y síntesis de gas

1%, intercambio amoníaco-hidrógeno  
 0.3%, destilación de agua

Por lo que siendo el proceso GS el de mayor interés comercial, se da una información más amplia sobre sus aspectos más importantes.

T A B L A   A2.5

PROCESOS PARA LA PRODUCCION COMERCIAL DE AGUA PESADA

---

PROCESOS PARASITOS

Electrólisis de agua  
 Destilación de hidrógeno  
 Intercambio agua-hidrógeno  
 Intercambio amoníaco-hidrógeno

PROCESOS AUTO-INCLUIDOS

Destilación de agua  
 Intercambio a temperatura doble  
 Sulfuro de hidrógeno-agua (GS)

---



## P R O C E S O   G S

### H I S T O R I A

La reacción de intercambio entre el agua y el sulfuro de hidrógeno fue una de las varias reacciones investigadas por Urey y colaboradores en la Universidad de Columbia de 1940 a 1943, para su posible uso por el Distrito de Manhattan en la producción de agua pesada. Durante este tiempo, Spevack concibió y patentó el proceso de temperatura doble y sugirió su uso con el sistema agua-sulfuro de hidrógeno. Debido a la corrosión producida por soluciones acuosas de sulfuro de hidrógeno, el proceso no fue usado por el Distrito de Manhattan.

En 1949, cuando fue reconocida la necesidad de grandes cantidades de agua pesada para los reactores de Savannah River de la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos, E.I. Dupont de Nemours and Co., seleccionó este proceso como el medio más comercial para la producción de agua pesada a la escala entonces requerida.

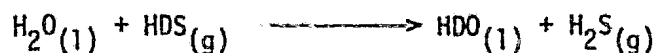
Spevack desarrolló mejoras en el proceso, las cuales redujeron su consumo de energía, y la investigación de la corrosión estableció donde era necesario usar acero inoxidable y donde acero al carbón. Bajo la dirección de Dupont la corporación Girdler diseñó una planta para producir agua pesada en Dana, Indiana, donde estuvo disponible algo del equipo usado formalmente para la destilación de agua del distrito de Manhattan. El proceso vino a ser conocido como el proceso GS, por Girdler-Sulfuro. Esta planta entró en operación en 1957, su velocidad de producción era de 490 Ton/año

## PRINCIPIOS DEL PROCESO

Para evitar el alto costo del reflujo químico, Geib en Alemania y Spevack en los Estados Unidos idearon el sistema de temperatura doble para proporcionar reflujo por medios puramente físicos. El principio del proceso de temperatura doble que emplea la reacción agua-sulfuro de hidrógeno, se muestra en la figura A2.5.

La torre fría de la Fig. A2.5 opera a 32°C y enriquece en deuterio desde una concentración en la alimentación a una concentración de producto, mediante el intercambio de sulfuro de hidrógeno ascendente con agua descendente.

La reacción de intercambio de deuterio entre el agua y el sulfuro de hidrógeno es:



Las necesidades de reflujo de  $\text{D}_2\text{S}$  para la torre fría, se obtienen de la torre caliente. Esta opera a una temperatura alta, 138°C, a la cual el factor de separación es bajo, 1.8 .

Con una relación de flujo apropiada de sulfuro de hidrógeno-agua, este factor de separación bajo hace posible la transferencia de deuterio del agua al sulfuro de hidrógeno en la torre caliente y de esta manera se convierte el  $\text{H}_2\text{S}$  que entra a la torre caliente en el  $\text{D}_2\text{S}$  necesario para el reflujo en la torre fría.

El sulfuro de hidrógeno se conserva por el reciclado del  $\text{H}_2\text{S}$  agotado de la parte superior de la torre fría al fondo de la caliente. El calor es conservado por intercambio de calor entre el líquido frío y caliente y entre el vapor frío y caliente.

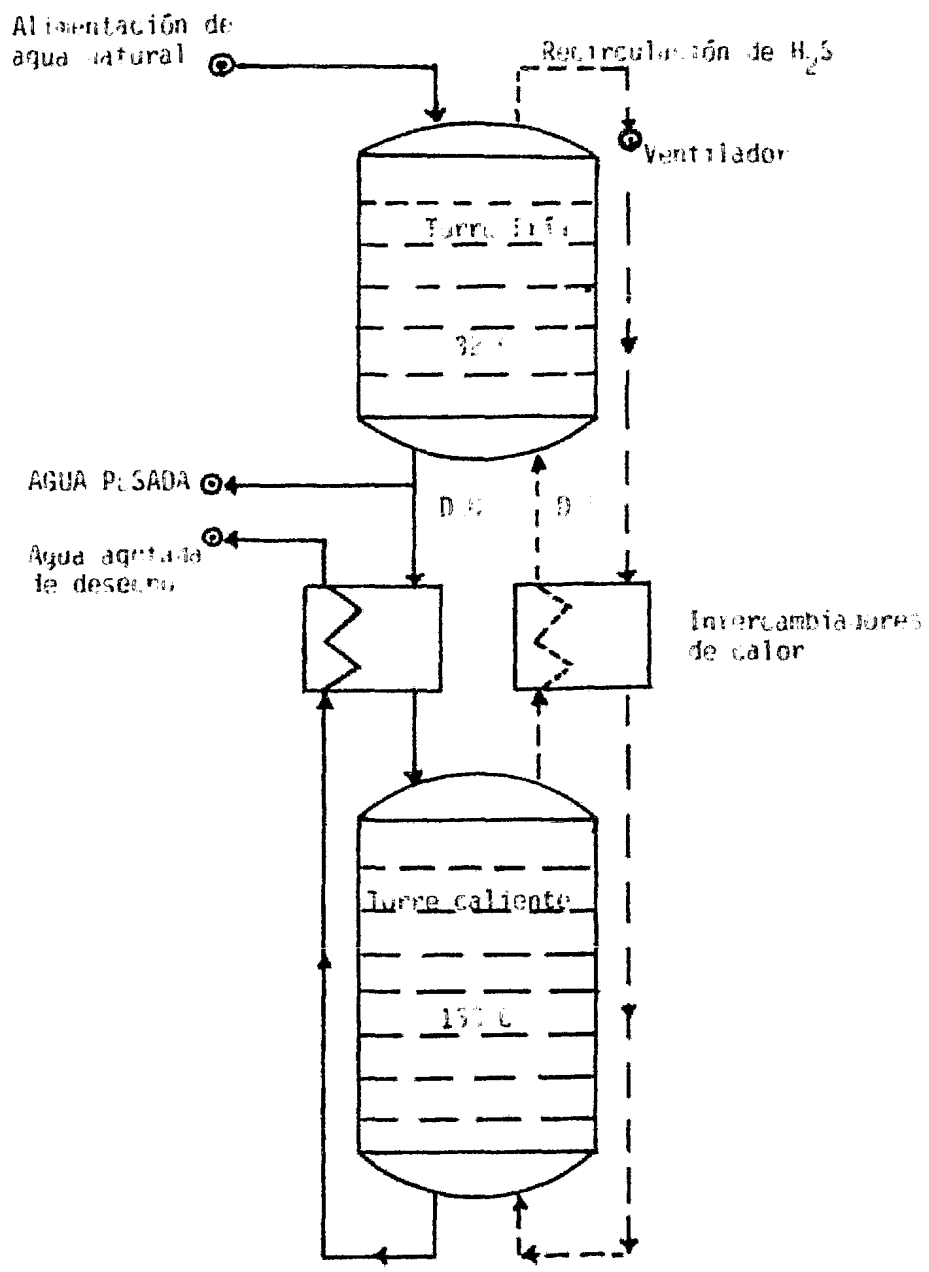


FIG. A2.5 REFLUJO A TEMPERATURA DOBLE PARA EL PROCESO AGUA-SULFÚRICO DE HIDRÓGENO

En principio, ningún otro material aparte del agua de alimentación se consume en el sistema de temperatura doble; el consumo de energía puede ser reducido mediante un intercambio eficiente de calor.

#### DIAGRAMA DETALLADO DE FLUJO PARA LA PLANTA GS

La planta GS para la cual ha sido publicada la información más detallada, es la planta de Savannah River. La Fig. A2.6 es un diagrama de flujo que muestra el equipo y las condiciones principales de proceso de la Planta de Savannah River. La planta está formada de 24 unidades del tipo mostrado, operadas en paralelo. No se muestran en esta figura los desaireadores del agua de alimentación, la torre para recuperar  $H_2S$  de la purga de gas, y las bombas para líquido.

El agua natural alimentada es desaireada, llevándose a cabo a  $32^{\circ}C$  aproximadamente, y bombeada a la parte superior de la torre fría TF-1, a 292 psia. El agua disuelve el sulfuro de hidrógeno, saturándose y fluyendo hacia abajo a través de los primeros platos, y se enriquece en deuterio por intercambio isotópico con este flujo a través de toda la torre.

El líquido que sale por la parte inferior de TF-1, enriquecido a 0.085% en deuterio, es dividido en dos corrientes. Aproximadamente la cuarta parte es bombeada a la parte superior de la torre fría TF-2A; el resto de la corriente es desviada y calentada a  $125^{\circ}C$ , por intercambio con agua caliente de desecho y es bombeada a la parte superior de la torre caliente TC-1.

Agua de alimentación con  
0.0147% D

Agua agota  
da de desecho

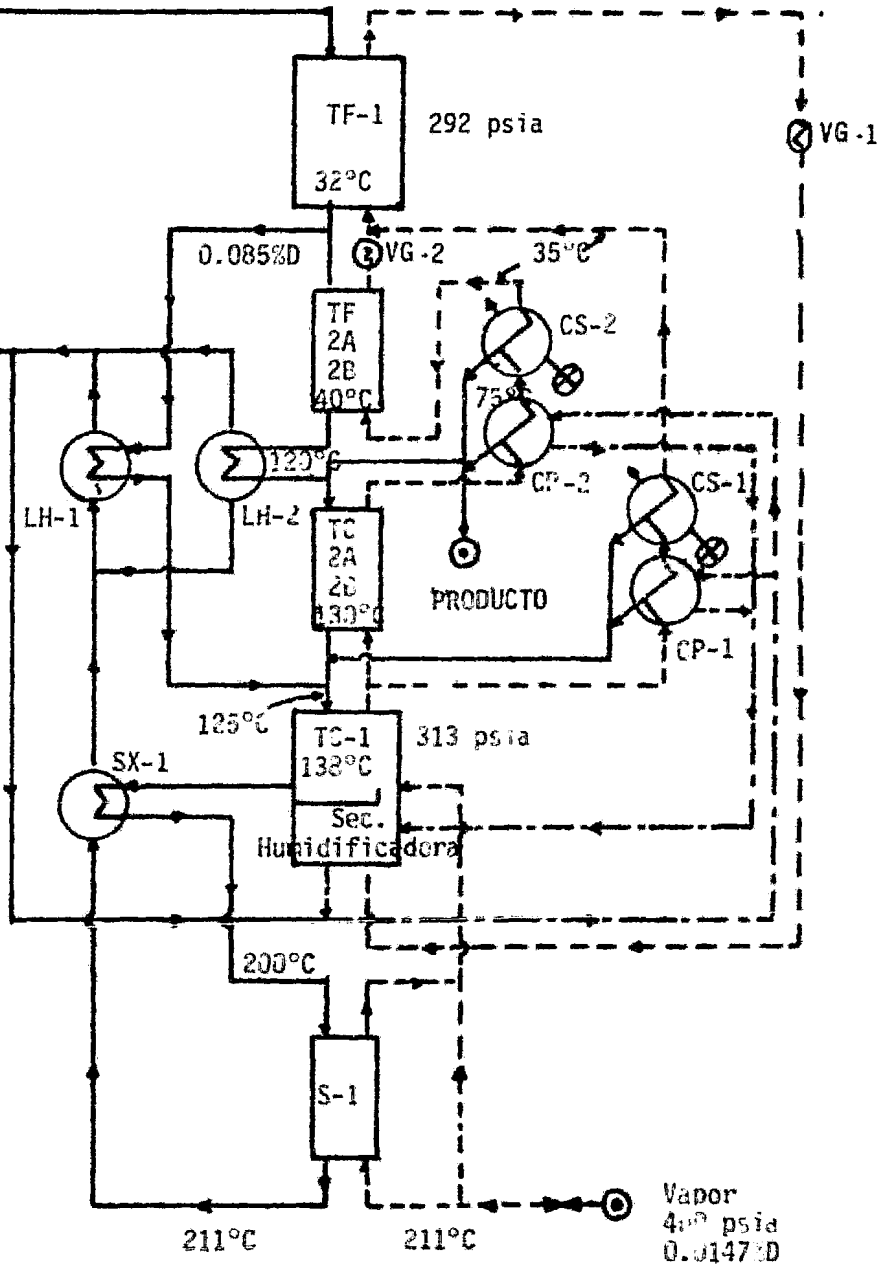


FIG. A2.6 DIAGRAMA DE FLUJO PARA UNA PLANTA GS



El líquido que fluye hacia abajo a través de las torres frías TF-2A y 2B en serie, es enriquecido hasta casi un 15% de deuterio por intercambio isotópico adicional. El líquido que sale del fondo de la torre TF-2B es calentado a 120°C por intercambio con agua caliente de desecho y es bombeado a la parte superior de la torre caliente TC-2A.

En la torre caliente TC-2A el contenido de deuterio en el agua es reducido por intercambio a alta temperatura. En la parte superior de la torre caliente TC-1, el contenido de deuterio en el agua es reducido aún más, alrededor de 0.012%, por intercambio; esta agua sale por arriba del plato décimo primero contando los platos desde el fondo de la torre TC-1.

Antes de que esta agua agotada pueda ser descargada de la planta, es necesario quitarle el sulfuro de hidrógeno, disminuyéndolo a menos de 2 ppm. Para hacer esto, el agua es calentada a 200°C en un intercambiador de calor, SX-1, y se alimenta en la parte superior del décimo segundo plato del separador de sulfuro de hidrógeno, S-1. El vapor a 400 psi que se alimenta en el fondo de esta torre se recupera por intercambio de calor con agua fría en los intercambiadores SX-1, LH-1 y LH-2. Esta agua, enfriada, agotada en deuterio, y separada del H<sub>2</sub>S, sale de la planta como desecho.

El sulfuro de hidrógeno agotado a 32°C de la parte superior de la torre fría TF-1, es comprimido a 33 psia en un ventilador para gas VG-1 y alimentado por la parte inferior de la torre caliente TC-1. Los primeros once platos del fondo de esta torre se emplean para calentar y humidificar el sulfuro de hidrógeno mediante el contacto con agua caliente descendente cargada en el décimo primer plato. Como el sulfuro de hidrógeno húmedo y

caliente del décimo primer plato de la torre TC-1 y del separador S-1 fluye hacia arriba a través de los 59 platos superiores de la torre TC-1, es enriquecido parcialmente por intercambio de deuterio con el agua descendente.

El gas que sale por la parte superior de la torre caliente TC-1 es dividido en dos corrientes. Cerca de un cuarto va a la segunda etapa hacia las torres calientes TC-2B y TC-2A, como el gas fluye hacia arriba a través de estas torres calientes TC-2B y TC-2A en serie, se completa su enriquecimiento en deuterio.

Los 3/4 restantes de gas caliente de la torre TC-1 son deshumidificados y enfriados por un intercambio de calor en CP-1 y CS-1. El gas que sale por la parte superior de la torre caliente TC-2A es deshumidificado y enfriado a 75°C en el condensador primario CP-2 por un intercambio de calor con agua fría del fondo de la sección humidificadora de la torre caliente TC-1. El gas es enfriado casi a 35°C en un condensador secundario CS-2 por un intercambio de calor con agua fresca. Como el gas fluye hacia arriba a través de las torres frías TF-2B, TF-2A y TF-1, su deuterio es transferido al agua fría que fluye hacia abajo en estas torres.

El condensado de CS-1 y CP-1 es retornado a la parte superior de la torre caliente TC-1, y parte del condensado de CS-2 y CP-2 es retornado a la parte superior de la torre TC-2A. El resto del agua condensada en CP-2 y CS-2 que contiene alrededor del 15% de deuterio es separada como producto de la planta. El uso de esta corriente como producto en lugar del agua del fondo de la torre fría TF-2B, la cual tiene casi el mismo enriquecimiento, se prefiere debido a la limpieza del condensado.



Todos los requerimientos de calor para el proceso estan dados en la forma de vapor a 400 psia. Parte es usado en el fondo S-1 para separar el  $H_2S$  y el resto es alimentado al vi gésimo plato en TC-1 para controlar la temperatura de las torres calientes y compensar las pérdidas de calor e ineficiencias en el intercambio de éste.

## DESTILACION DE AGUA

Aunque la destilación de agua no es muy usada para la concentración primaria de deuterio debido a su alto consumo de energía, el proceso ha sido de interés, debido a lo simple de su equipo. Para la concentración primaria de deuterio a partir de agua natural, se realizaron trabajos en la planta piloto por I. G. Farben en Alemania durante la Segunda Guerra Mundial y en Estados Unidos, donde fue producida de esta forma, la mayor parte del agua pesada empleada por el Distrito de Manhattan.

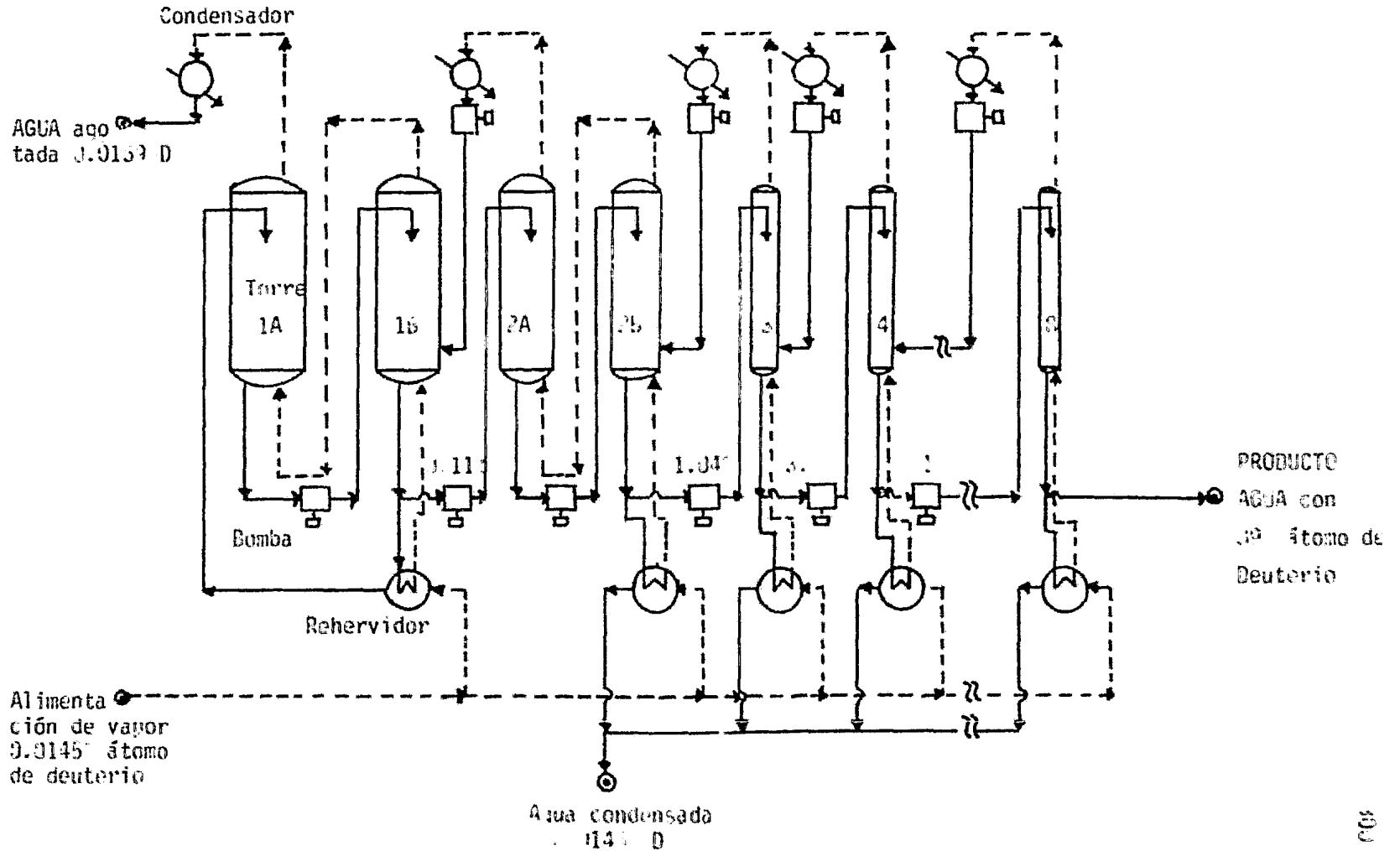
En la Fig. A2.7 se muestra un diagrama de flujo simplificado para el proceso usado en la planta de Morgontown. La planta consiste de una cascada de torres de destilación en ocho etapas, con rehervidores, condensadores y bombas.

La primera etapa consiste de 5 grupos paralelos de dos torres conectadas en serie, de las cuales un grupo, 1A y 1B, se muestran en la figura A2.7 .

La alimentación para cada torre 1A consiste del condensado proveniente del rehervidor de la torre asociada 1B. La alimentación es introducida a la parte superior de la torre 1A. El vapor agotado del plato superior es condensado en un condensador barométrico, que da salida a un eyector de vapor que mantiene una presión de 50 a 90 torr en la parte superior de la torre.

El agua ligeramente enriquecida del fondo de la torre 1A, se bombea a la parte superior de la torre 1B, y el vapor de la parte superior de 1B se retorna al fondo de la torre 1A.

FIG. A2.7 PLANTA DE DESTILACION DE AGUA



La mayor parte del agua en el fondo de la torre 1B, ahora enriquecida a 0.117 a/o de deuterio, es convertida a vapor en el rehervidor y retornada a la torre 1B, pero alrededor del 11% es bombeado a la parte superior de la torre 2A. El vapor de la parte superior de la torre 2A es condensado en un condensador enfriado con amoníaco, para prevenir pérdidas del agua, ahora valiosa. Este condensador también da salida a un eyector de vapor, el cual mantiene una presión de 130 torr.

La segunda etapa consiste de dos torres, 2A y 2B, conectadas en serie igual que cada par 1A y 1B. La tercera y las siguientes etapas consisten de torres solas, de diámetros que decrecen progresivamente.

Los arreglos para los rehervidores de agua en el fondo de cada torre y el condensado y retorno del vapor a la parte superior de la próxima etapa, son los mismos como en el fondo de la torre 2B y la parte superior de la torre 3. El decrecimiento progresivo en el diámetro de las torres desde el punto de alimentación al producto final es característico de una planta de separación de isótopos.

Este método es empleado principalmente para la concentración final de deuterio del agua previamente enriquecida a cierto porcentaje del isótopo. En este rango de alto enriquecimiento, el consumo de energía o tamaño del equipo es solamente una pequeña fracción de lo necesario para la concentración inicial.

## ELECTROLISIS DE AGUA

Hasta 1943, toda el agua pesada producida comercialmente fue hecha por electrólisis. El productor más grande de agua pesada fue Norsk Hydro Co. , la cual operó la planta de hidrógeno electrolítico más grande del mundo en Rjukan, Noruega.

En la figura A2.8, se muestra el diagrama de flujo para esta clase de planta, cerca del 73% del agua alimentada a cada etapa fue electrolizada; y el 27% fue sacado de la etapa por los productos de electrólisis como vapor de agua condensada y alimentada a la etapa siguiente de la cascada.

El producto de la planta primaria fue refinado a  $D_2O$  pura en una pequeña planta de nueve etapas, operada también con flujo estacionario, pero con el hidrógeno parcialmente enriquecido, quemado y recirculado, como se muestra en la figura A2.9. La planta electrolítica secundaria ha sido reemplazada por una planta de destilación de agua.

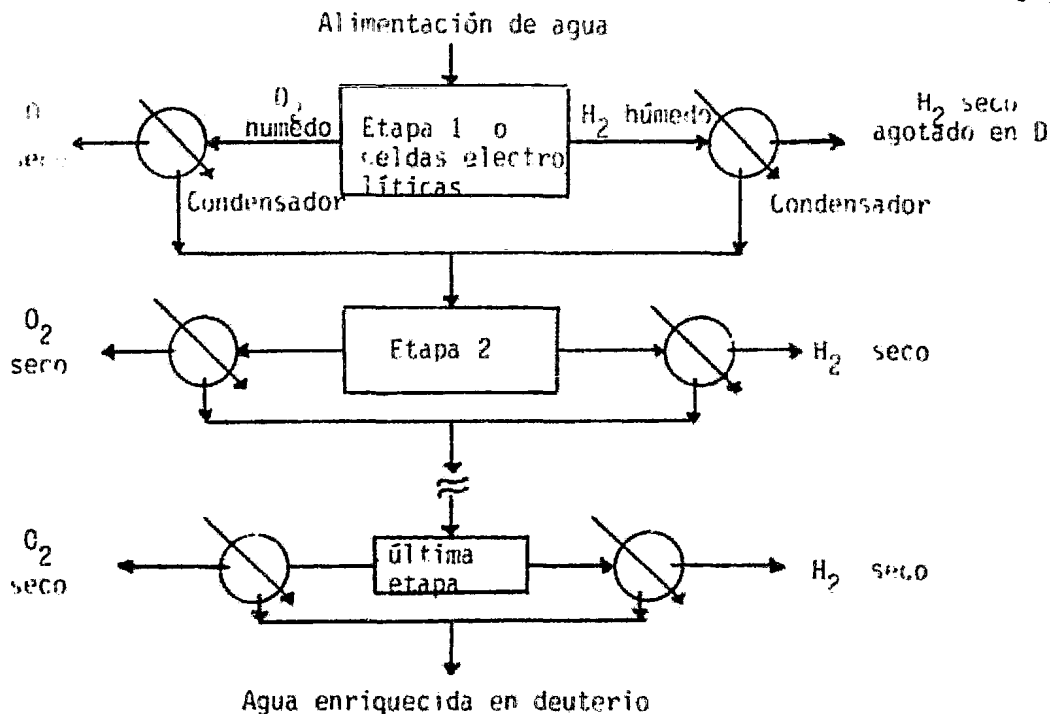


FIG. A2.8 FLUJO ESTACIONARIO EN CASCADA DE CELDAS ELECTROLITICAS, SIN RECIRCULACION

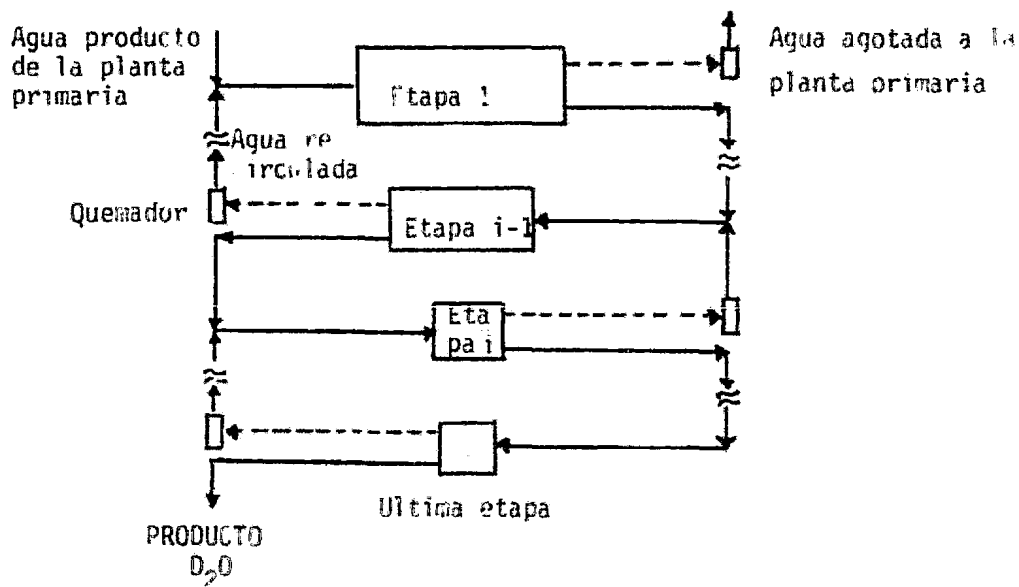


FIG. A2.9 RECIRCULACION DE FLUJO ESTACIONARIO EN CASCADA DE CELDAS ELECTROLITICAS

## DESTILACION DE HIDROGENO

El deuterio fue descubierto por Urey en muestras de hidrógeno líquido, en las cuales el deuterio había sido concentrado por evaporación parcial. La separación de deuterio por destilación de hidrógeno líquido, fue estudiado en Alemania y los Estados Unidos durante la Segunda Guerra y más recientemente por grupos en la Unión Soviética, Francia, Alemania, Suiza, Inglaterra y los Estados Unidos.

Las principales dificultades con el proceso, han sido las temperaturas extremadamente bajas de operación y la eliminación de impurezas condensables de la corriente de alimentación, las cuales incrustarían los intercambiadores de calor, obstruyendo el flujo si no son removidos.

Cada planta de este tipo es parásita a una planta de síntesis de amoníaco, tomando el gas hidrógeno de esta última como gas de alimentación, y retornando el gas agotado en deuterio a la planta de amoníaco, con pequeñas pérdidas de hidrógeno (menos del 5%).

El proceso utilizado en la sección primaria de estas plantas puede ser entendido por referencia a la figura A2.10. Donde el gas de la planta de amoníaco está disponible bajo presión y se alimenta directamente a la planta de destilación de hidrógeno; por otra parte este se comprime en el compresor de alimentación. El gas es enfriado a  $-175^{\circ}\text{C}$  por flujo exterior de gas agotado en deuterio, en un sistema intercambiador de calor en el cual el agua es condensada y removida de la alimentación.

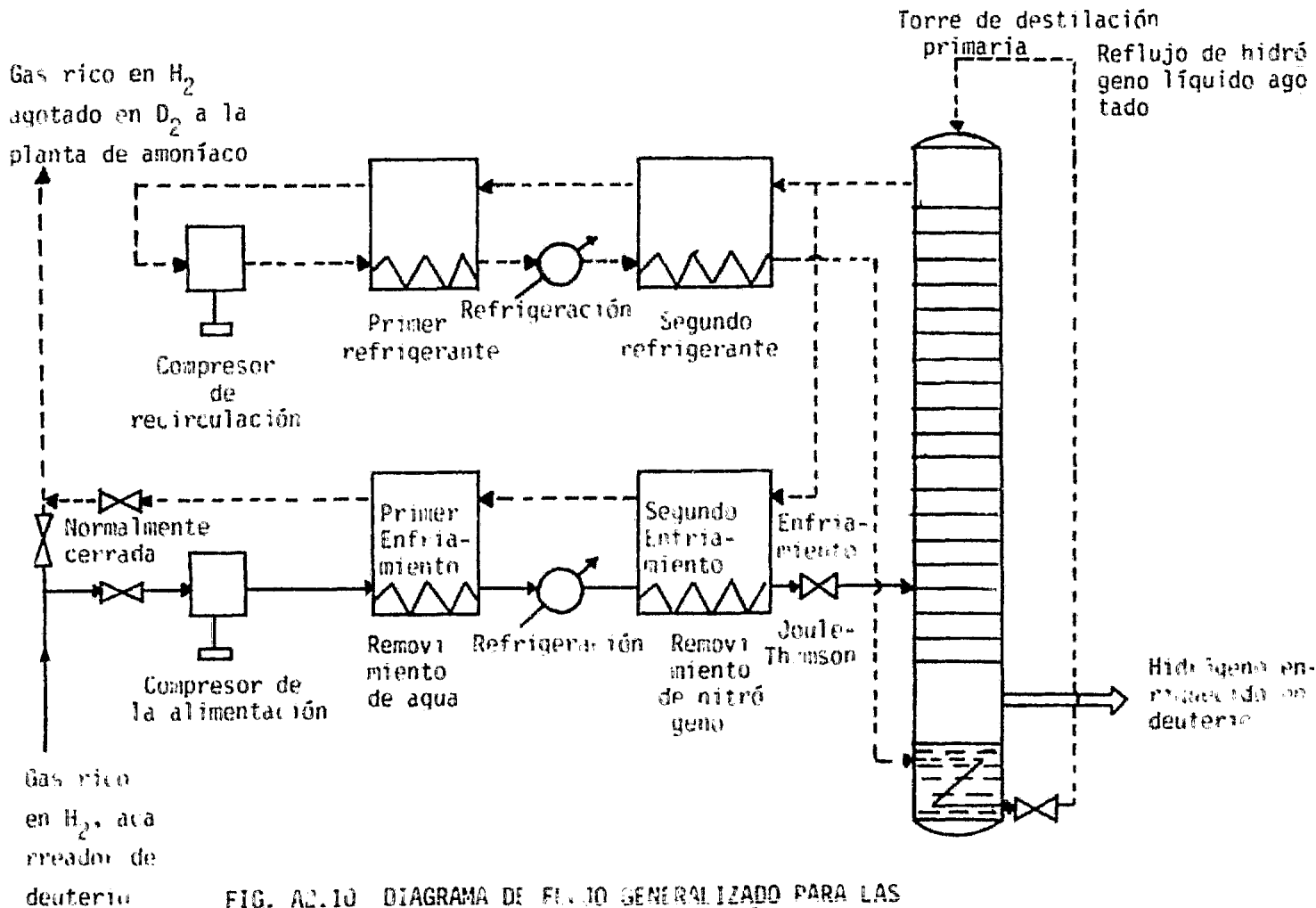


FIG. A2.10 DIAGRAMA DE FLUJO GENERALIZADO PARA LAS PLANTAS DE DESTILACION DE HIDROGENO



El gas es enfriado casi a  $-245^{\circ}\text{C}$  por un flujo exterior de gas frío en un segundo sistema intercambiador de calor en el cual el nitrógeno es condensado y removido de la alimentación. La mayor parte del nitrógeno es condensado desde la síntesis del gas. El enfriamiento final es dado por la expansión Joule-Thomson a través de una válvula, en la cual el hidrógeno es enfriado a  $-250^{\circ}\text{C}$  y parcialmente licuado.

El hidrógeno es destilado en la torre primaria hasta un producto de fondo enriquecido en deuterio y un producto de arriba agotado en deuterio. La concentración final del producto de fondo es efectuada por la destilación del hidrógeno líquido o agua. El hidrógeno agotado se retorna a través del sistema intercambiador de alimentación donde es calentado a temperatura ambiente. Este es retornado a la planta de amoníaco, siendo comprimido si es necesario.

Para proporcionar el calor al hervidor de la torre y lograr el reflujo del hidrógeno líquido, se recircula hidrógeno líquido adicional mediante el compresor de reflujo a través de otro sistema de intercambio de calor, a los cuales puede ser suministrado refrigeración adicional. Hidrógeno frío, comprimido, fluye desde este sistema a través de un serpentín en el fondo de la torre donde es condensado, suministrando calor al hervidor de la torre al mismo tiempo. Este líquido es entonces expandido a la presión de la torre para reflujo.

El producto de estas plantas primarias es una corriente de hidrógeno que contiene de 2 a 60% de HD. En Ems, una planta productora de agua pesada en Suiza, ésta corriente de hidrógeno fue convertida a agua, quemándola con oxígeno, y el agua pesada pura fue producida por destilación de agua.

La corriente de hidrogeno, rica en HD, ha sido destilada directamente para producir deuterio puro, el cual puede ser quemado para obtener agua pesada. Clusius y Starke mostraron que una mezcla de hidrógeno, HD y deuterio podía ser separada por destilación fraccionada a presión atmosférica en fracciones relativamente puras de  $H_2$ , HD y  $D_2$ .

El diagrama de flujo para la concentración final del deuterio desarrollado por Clusius, se muestra en la figura A2.11, junto con la torre primaria de la figura A2.10

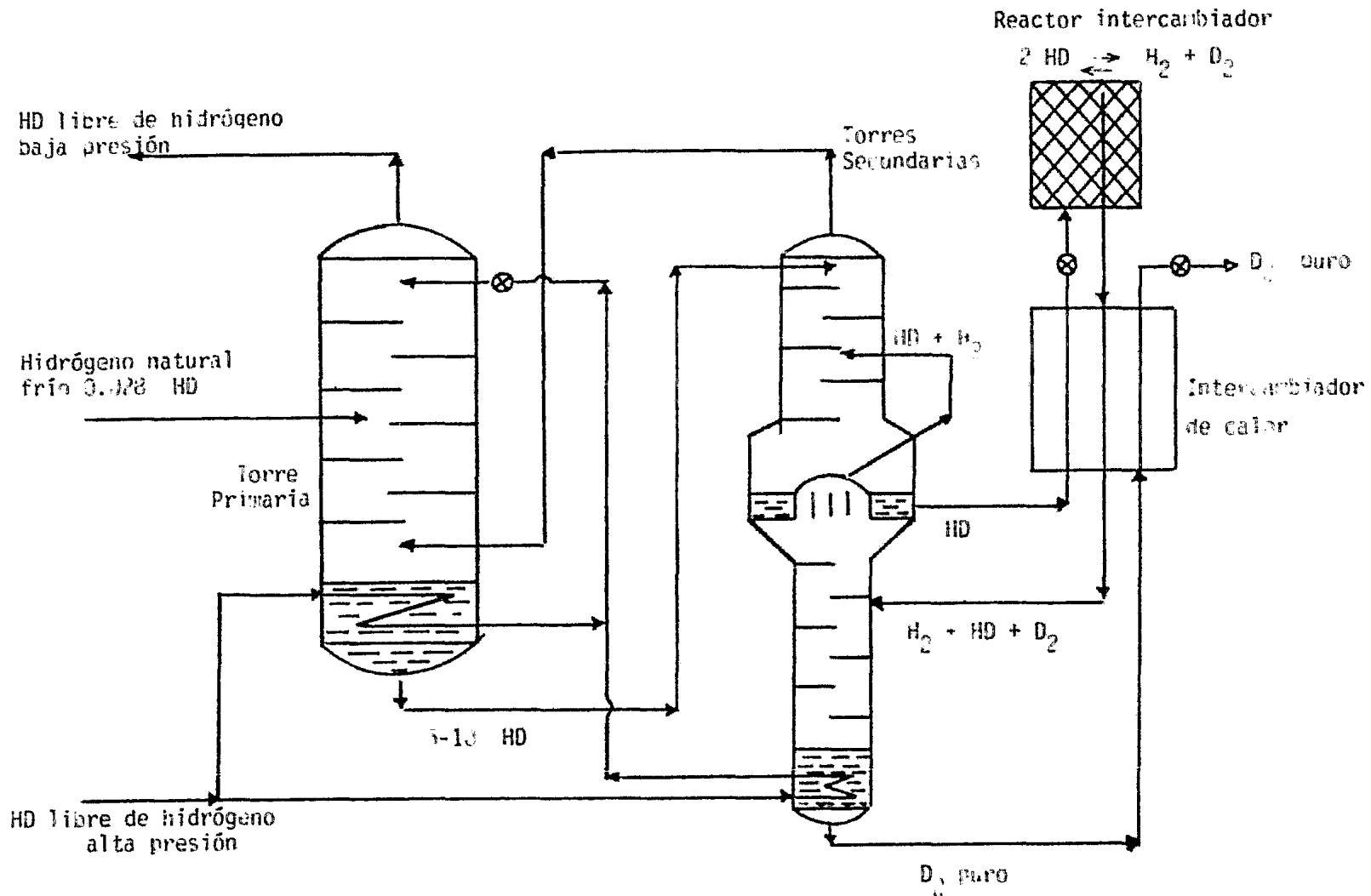


FIG. A2 11 CONCENTRACION FINAL DE DEUTERIO POR  
DESTILACION DE HIDROGENO LIQUIDO

## PROCESO MONOTERMICO DE INTERCAMBIO

### AMONIACO - HIDROGENO

La Fig. A2.12 ilustra el principio de enriquecimiento de deuterio para el intercambio monotérmico amoníaco-hidrógeno, en asociación con una planta de síntesis de amoníaco. La alimentación en el punto (1), consiste de gas de síntesis de amoníaco,  $3H_2/N_2$ , el cual ha sido purificado para reducir su contenido de  $H_2O$ ,  $CO$  y  $CO_2$  a menos de 1 ppm y comprimido a la presión de síntesis del amoníaco de 350 atm

En (2), el gas adicional de síntesis que circula a contracorriente, se une al amoníaco líquido en la columna separadora de intercambio B, ambas operando a  $-25^\circ C$ . A las condiciones de flujo a contracorriente de la figura A2.12, el deuterio es transferido del gas de síntesis ascendentes al amoníaco descendente.

Por lo reportado, se recupera el 85% del deuterio, el por ciento de átomos de deuterio en el gas de síntesis es reducido de 0.0132% en la alimentación a 0.00198% en el gas que sale de la columna separadora (3). El amoníaco que sale de la columna de enriquecimiento es enriquecido a 1.32% de deuterio. La concentración final a 99.8% de deuterio se hace por destilación de amoníaco, G.

Para lograr que la reacción de intercambio de deuterio, entre el amoníaco y el hidrógeno se lleve a cabo a una velocidad apreciable, es necesario emplear de 1 a 2 % en mol de la amida de potasio,  $KNH_2$ , disueltas en la fase líquida para que sirva como un catalizador homogéneo.

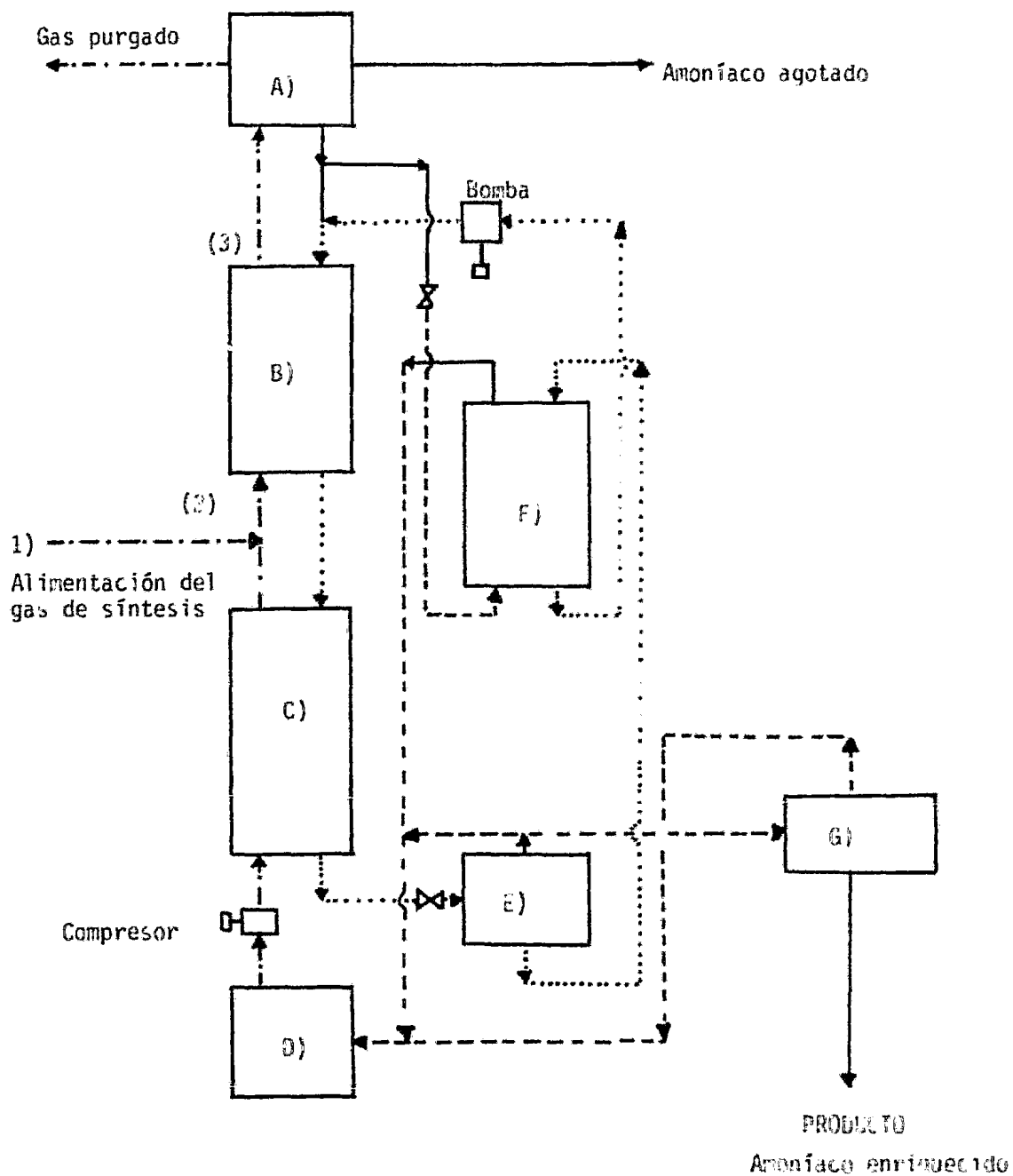


FIG. A2.12 PROCESO MONOTERMICO DE INTERCAMBIO AMONÍACO-HIDROGENO

FIGURA A2.12LEYENDAS

- A = Síntesis de amoníaco a 530°C y 350 atm. de presión
- B = Torre separadora de intercambio a -25°C y 350 atm. de presión
- C = Torre intercambiadora de enriquecimiento a -25°C y 350 atm. de presión.
- D = Disociación del amoníaco a 740°C y 55 atm. de presión
- E = Separador a 125°C y 55 atm.
- F = Separador de deuterio por catalizador a 125°C y 55 atm. de presión
- G = Destilación de amoníaco

- Gas de síntesis,  $3H_2 : 1N_2$
- - - - - Vapor de amoníaco
- Amoníaco líquido
- · · · · Amida de Potasio (KA) en amoníaco líquido

## PROCESO DE INTERCAMBIO A TEMPERATURA DOBLE AMONIACO-HIDROGENO

El principio de temperatura doble para proporcionar reflujo para el proceso amoníaco-hidrógeno de intercambio de deuterio fue propuesto por la firma británica de constructores John Brown, y ha sido probado en experimentos en planta piloto, conducidos por Friedrich Uhde GmbH en la planta de Farbwerke en Alemania, y se ha usado en una planta comercial en la India.

La Fig. A2.13 es un diagrama de flujo de material para una planta de intercambio amoníaco-hidrógeno a temperatura doble que usa la misma cantidad de gas de síntesis para su alimentación y produce la misma cantidad de amoníaco enriquecido como la planta monotérmica de intercambio amoníaco-hidrógeno. La comparación de estas figuras muestra que la columna intercambiadora de calor de la figura A2.13 desempeña la función de la disociación del amoníaco, paso D de la Fig. A2.12, suministrando gas de síntesis enriquecido para la columna fría de enriquecimiento de la Fig. A2.13 y la función de la síntesis de amoníaco paso A de la Fig. A2.12, suministrando reflujo de amoníaco líquido para la columna separadora fría de la Fig. A2.13. La comparación de las figuras de estos 2 procesos muestra las ventajas del sistema a temperatura doble:

- 1.- Eliminación de la disociación de amoníaco, paso D
- 2.- Eliminación de la recompresión del gas de síntesis de 55 a 350 atm
- 3.- Eliminación del calor neto de entrada necesario para disociar el amoníaco a 740°C.
- 4.- Eliminación de la necesidad de síntesis de amoníaco para reflujo y los costos asociados con este paso.
- 5.- Eliminación del catalizador separador de deuterio, F, Fig. A2.12

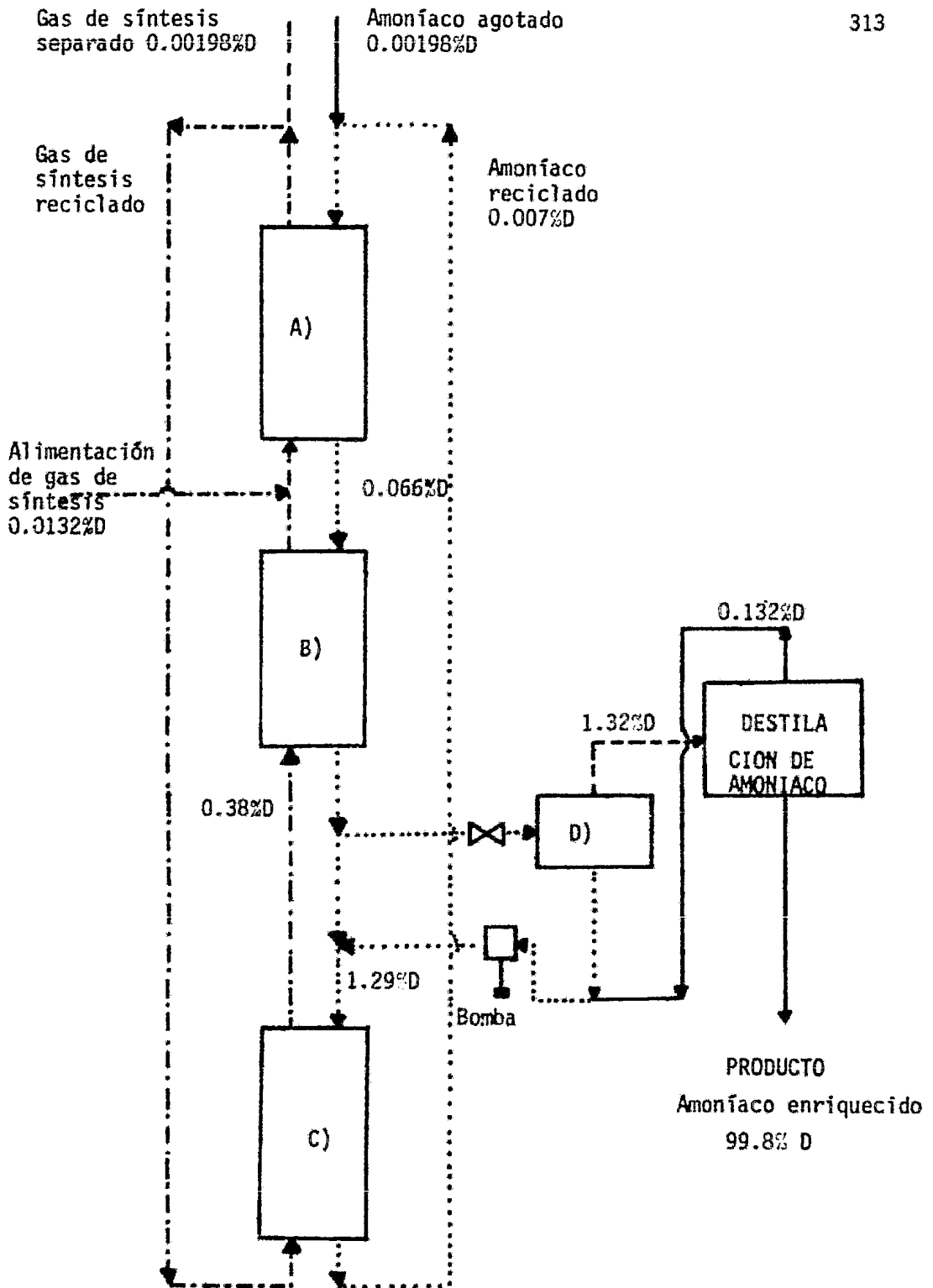


FIG. A2.13 PROCESO DE INTERCAMBIO A TEM-  
PERATURA DOBLE AMONIACO-HIDROGENO





Las desventajas son:

Debido a que la columna intercambiadora caliente de la Fig. A2.13, retorna el gas de síntesis con un contenido de deuterio más bajo que el paso de disociación de amoníaco de la Fig. A2.12, y retorna el reflujo del amoníaco líquido con un contenido de deuterio más alto que el del paso de la síntesis de amoníaco de la figura A2.12. Es necesario operar las columnas frías de la Fig. A2.13 con velocidades más altas de flujo de vapor y líquido que las empleadas en la Fig. A2.12.

Consecuentemente, un número mucho más grande de etapas teóricas son necesarias en las columnas frías de la Fig. A2.13, que para las columnas de la Fig. A2.12. En suma, el sistema de temperatura doble requiere una gran columna intercambiadora caliente.

Otra desventaja del diagrama de flujo de temperatura doble sería el complicado sistema de intercambiador de calor necesario para recuperar el calor y la humidificación entre las torres frías y calientes, el cual no se muestra en la figura A2.13.

PROCESO DE INTERCAMBIO METILAMINA-HIDROGENO

La reacción de intercambio de deuterio entre metilamina líquida e hidrógeno gaseoso, está catalizada por metilamina de potasio,  $\text{CH}_3\text{NHK}$ .



Esta reacción se lleva a cabo con suficiente velocidad a  $-50^\circ\text{C}$  para permitir la operación de una torre fría a esta temperatura. La temperatura óptima de la torre caliente para un proceso de temperatura doble que usa esta reacción es de  $40^\circ\text{C}$ , un límite puesto por la descomposición térmica de la metilamina de potasio a altas temperaturas.

Sulzer Brothers Canada, Ltd., trabajando con AECL, han dado una descripción parcial de un diagrama de flujo a temperatura doble propuesto para su uso en la recuperación de deuterio de la síntesis de gas amoníaco obtenido del gas natural del Alberta que contiene 135 ppm de deuterio. La Fig. A2.14 es un diagrama de flujo de material para la sección de generación de síntesis de gas y la primera etapa de enriquecimiento en deuterio del proceso antes mencionado.

La nueva característica de este diagrama de flujo es la producción de gas de síntesis triplemente enriquecido relativo al agua natural para dar una alimentación enriquecida para la planta de intercambio y así reducir su tamaño. En el generador del gas de síntesis (A), el gas natural cuyo contenido de deuterio es 0.9 N, es reformado con aire y vapor enriquecido, 5.7 N, para producir gas de síntesis triplemente enriquecido y agua enriquecida sin reaccionar, cuyo contenido enriquecido en deuterio es reciclado.

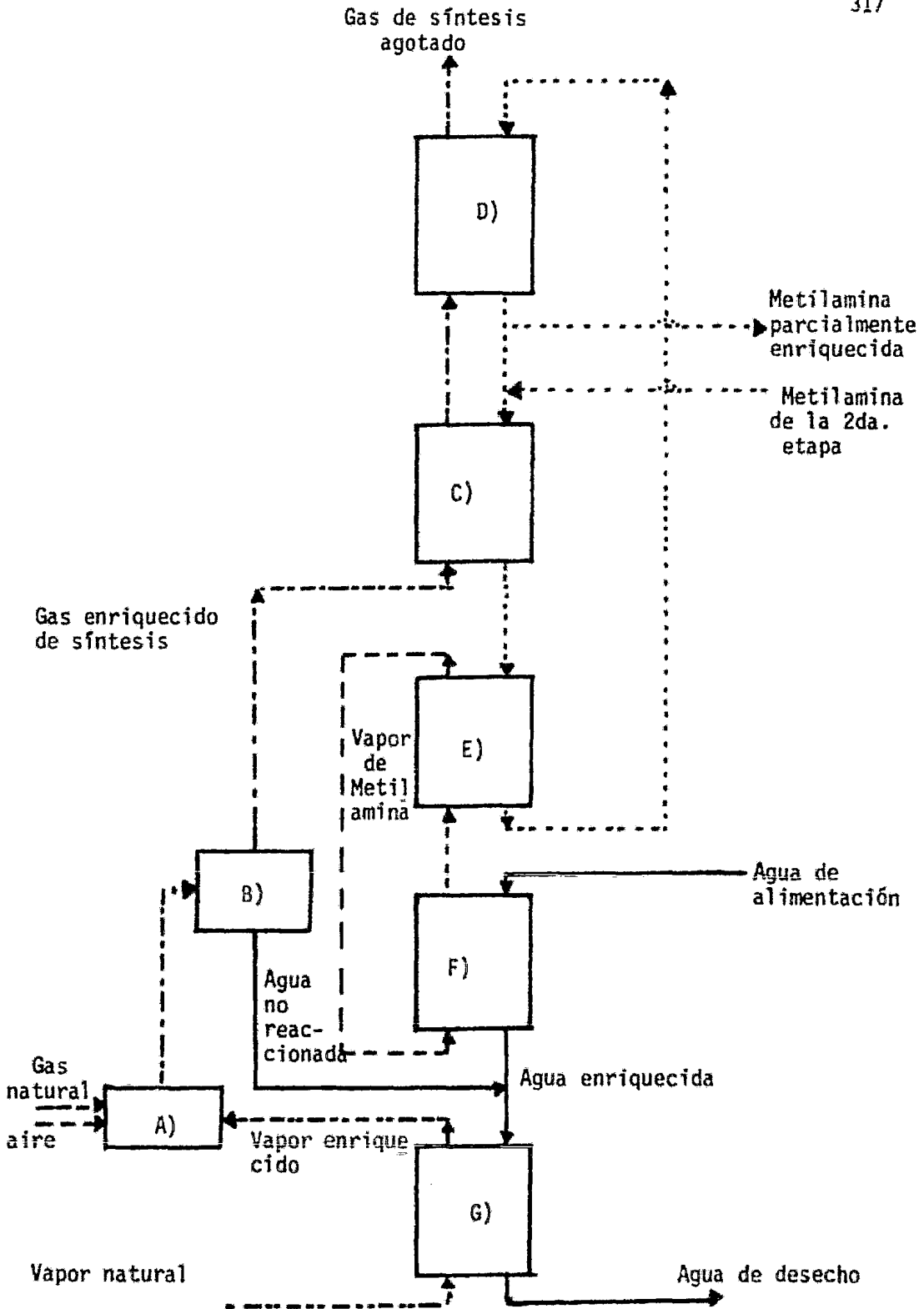


FIG. A2.14 INTERCAMBIO A TEMPERATURA DOBLE METILAMINA-HIDROGENO

FIGURA A2.14LEYENDAS

- A = Generador de gas de síntesis  
 B = Condensador y separador  
 C = Intercambiador caliente de deuterio a 40°C  
 D = Intercambiador frío de deuterio a -50°C  
 E = Transferencia del deuterio desde la metilamina líquida a metilamina vapor  
 F = Transferencia del deuterio desde la metilamina vapor al agua  
 G = Transferencia de deuterio desde el agua al vapor

----- Gas de síntesis, 3H<sub>2</sub>: 1N<sub>2</sub>

..... Vapor

- - - - - Otros gases

----- Agua

..... Metilamida de potasio en metilamina líq. (MA)

El gas de síntesis enriquecido es el vapor alimentado a la torre caliente (C) de la primera etapa de intercambio a temperatura doble. Aquí, el contenido de deuterio en el gas de síntesis es elevado de 3N a 20N, mientras que el de la corriente de metilamina y el catalizador, es reducido de 91.5% a 10.91 N.

En la torre fría (D), el contenido de deuterio del gas de síntesis se disminuye de 20N a 0.2N mientras que el de la metilamina es incrementado de 1.06N a 95N. Una porción de la metilamina enriquecida 95 veces se alimenta a la segunda etapa de enriquecimiento, y una cantidad igual de metilamina parcialmente agotada es retornada; el flujo neto resultante de 0.422 Kg-mol D/h, después de un ulterior enriquecimiento en etapas altas, se suministra el agua pesada como producto de la planta.

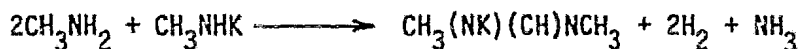
El vapor enriquecido por el generador de gas de síntesis (A) es producido en las series de contactores (E), (F) y (G). En (E) el deuterio es transferido de la metilamina líquida a la metilamina vapor, reduciendo el contenido de deuterio del líquido de 10.916N a 1.06N mientras que se incrementa el del vapor de 1.02N a 10N. En (F) el deuterio es transferido de la metilamina vapor al agua, incrementando el contenido de deuterio de ésta en 1N a 8N. Estos dos pasos de transferencia de deuterio de la metilamina líquida que sale (C) al agua que sale (F) es necesario para prevenir la reacción química entre el agua y el catalizador disuelto en la metilamina líquida.

El deuterio en el agua enriquecida (8N) que sale (F) y en el agua enriquecida que no reacciona (5.5N) y sale (B) es transferido al vapor en el paso G, produciendo vapor enriquecido (5.7N) para el generador de gas de síntesis de vapor natural. Este paso de transferencia es usado en lugar de una simple recirculación del agua que sale (B) y (F) para evitar el retorno de impurezas no

volátiles al generador de gas de síntesis.

Debido a la velocidad reducida de la reacción de intercambio de deuterio a  $-50^{\circ}\text{C}$ , las etapas de la torre fría (D) son del tipo desarrollado por Sulzer para el proceso de intercambio amoníaco-hidrógeno.

A la temperatura de la torre caliente,  $40^{\circ}\text{C}$ , la metilamina de potasio se descompone lentamente en dimetil formamida de potasio:



Esta reacción es suprimida por adición de una cantidad equimolar de metilamida de litio, el cual tiene una pequeña actividad catalítica pero inhibe la descomposición del compuesto de potasio.

La gran ventaja de proceso de intercambio metilamina-hidrógeno comparado con el sistema a temperatura doble amoníaco-hidrógeno es el número mucho más pequeño de etapas necesarias con metilamina.

## PROCESO DE INTERCAMBIO A TEMPERATURA DOBLE AGUA-HIDROGENO

El desarrollo en Canadá de un catalizador para la reacción de intercambio de deuterio entre el hidrógeno y el agua líquida que no se desactive cuando se sumerja en agua, condujo a su posible uso en el proceso de intercambio a temperatura doble agua-hidrógeno. Con alimentación de agua líquida y gas hidrógeno recirculado, este catalizador sería usado en un proceso de temperatura doble similar en principio al proceso GS

Con alimentación de gas amoníaco de síntesis y agua recirculada, este catalizador sería usado en un proceso a temperatura doble similar al del proceso amoníaco-hidrógeno, suponiendo que las impurezas en la alimentación del gas de síntesis que contaminarían el catalizador pudieran ser recuperadas completamente.

Miller y Rea han sugerido condiciones para un proceso a temperatura doble, empleando este catalizador a 69 atm. de presión y temperaturas de 50°C para la torre fría y 170°C para la torre caliente.

Con alimentación de agua, el proceso de intercambio agua-hidrógeno tiene las ventajas de flujos bajos de líquido y gas y menos etapas que para el proceso agua-sulfuro de hidrógeno. Desventajas del proceso son las altas presiones y necesidad de emplear grandes volúmenes de un catalizador caro. Si el catalizador fuera suficientemente activo y no demasiado caro, el proceso sería económicamente atractivo.



Con alimentación de gas de síntesis, el proceso de intercambio agua-gas de síntesis parece estar en una desventaja relativa los procesos de intercambio amoníaco y metilamina debido a que el proceso de agua-gas de síntesis tiene las velocidades de flujo más altos y el número mayor de etapas.

## CICLO DE COMBUSTIBLE DEL URANIO ENRIQUECIDO

El ciclo de combustible del uranio enriquecido comprende además de todas las etapas ya descritas del ciclo de combustible del uranio natural, las etapas de conversión a  $UF_6$ , enriquecimiento isotópico del uranio y la reconversión a la forma química deseada.

### EXTRACCION Y CONCENTRACION

Las etapas de extracción y concentración son independientes del ciclo que se trate, por lo tanto, la descripción de estas etapas se puede consultar en el ciclo de uranio natural.

### REFINACION

La refinación consiste en remover el resto de las impurezas que contienen los concentrados uraníferos. Debido a que en los procesos de enriquecimiento del uranio, se requiere que éste se encuentre en forma gaseosa, los concentrados obtenidos son convertidos a hexafluoruro de uranio, este compuesto cumple con el requisito de ser gas a baja temperatura.

Para producir el hexafluoruro de uranio, se pueden seguir dos procesos. El primer proceso llamado húmedo o convencional, efectúa primeramente una refinación y posteriormente la conversión a  $UF_6$ , el segundo es el proceso seco o hidrofúor en donde no hay una refinación pero sí una destilación de  $UF_6$  con resultados equivalentes, este proceso es seguido por la compañía

Allied Chemical.

### Proceso Convencional

La secuencia de operaciones que se siguen, esta mostrada en la Fig. A2.15. En este proceso, los concentrados de uranio que se reciben todavía contienen cantidades apreciables de otros elementos diferentes al uranio y algunos productos de su decaimiento radiactivo como el radio y el radón, por lo que se requiere una refinación.

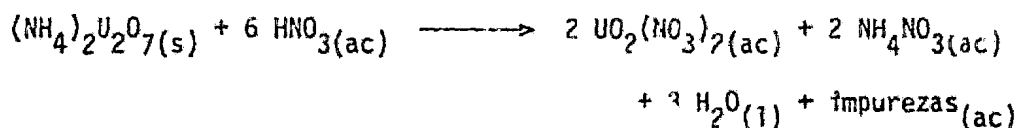
La torta amarilla que proviene de la planta de beneficio es pesada y muestreada, si reúne las especificaciones de calidad entra a la línea de producción.

Recepción, pesado y muestreo  $\longrightarrow$  Digestión  
 $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$

### DIGESTION

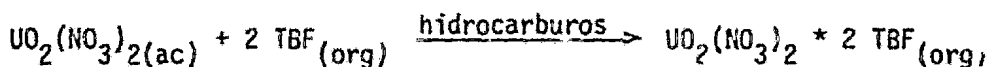
El siguiente paso es la disolución de los concentrados con ácido nítrico. Cuando los concentrados han sido producidos por lixiviación química y estan como diuranatos, la disolución procede rápidamente y deja un pequeño residuo sólido. Cuando los concentrados han sido separados mecánicamente y estan en la forma del mineral de uranio, la disolución puede requerir más ácido concentrado, temperaturas más altas, tiempos más largos y la adición de oxidantes tal como el  $\text{MnO}_2$ .

La disolución produce una solución acuosa de nitrato de uranilo hexahidratado, el NUH, conteniendo exceso de ácido nítrico y cantidades variables de nitratos y de impurezas metálicas presentes.



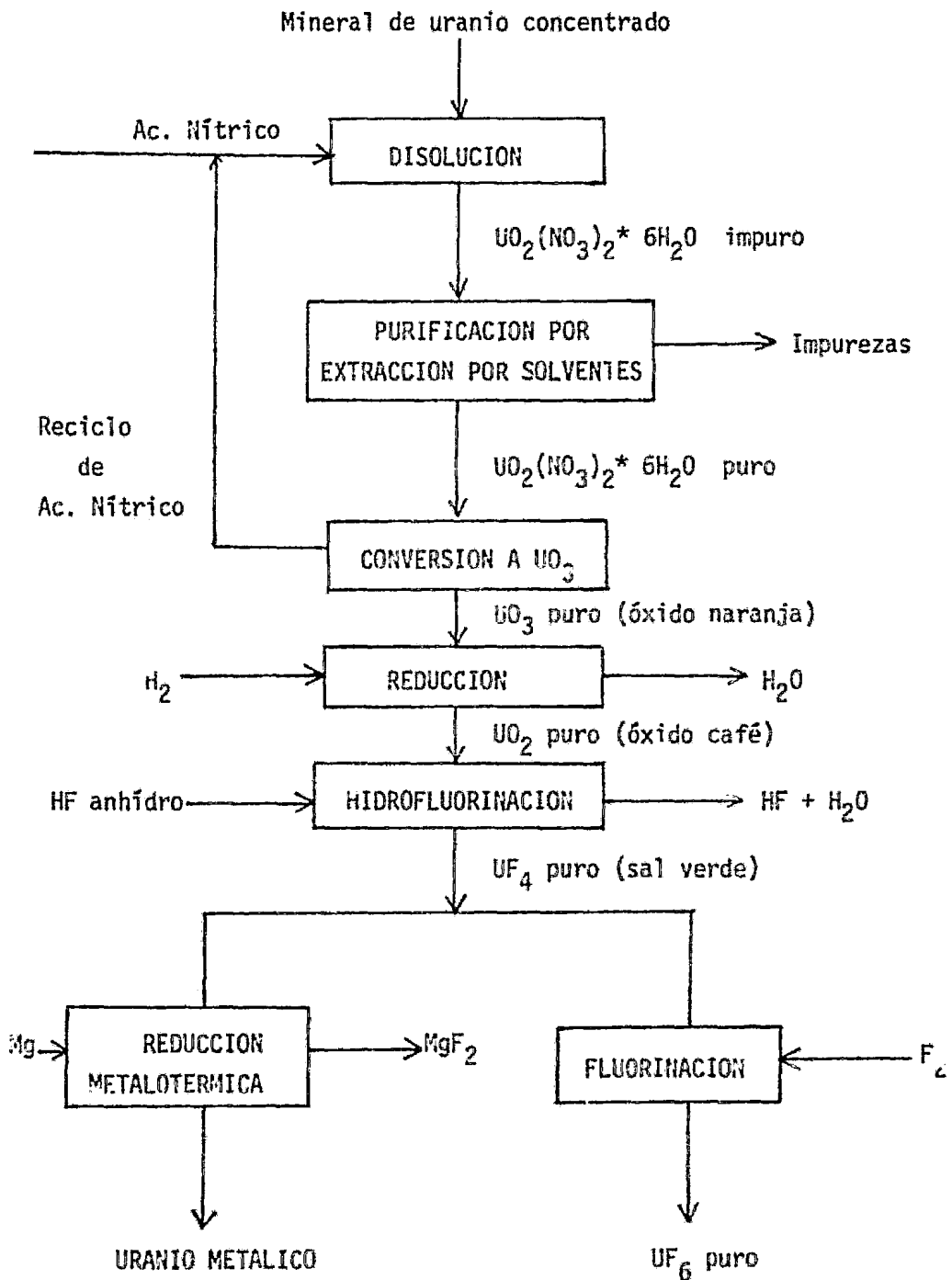
### Extracción por Solventes

El siguiente paso, es la separación del nitrato de uranilo de las otras impurezas metálicas contenidas en la solución acuosa por una extracción con solventes. Por lo general, el solvente que se utiliza en esta etapa es el fosfato de tributilo, disuelto en un hidrocarburo inerte. El fosfato de tributilo es químicamente estable, no volátil, selectivo al uranio y tiene un coeficiente de distribución del uranio mayor que la unidad cuando la fase acuosa contiene ácido nítrico o nitratos inorgánicos



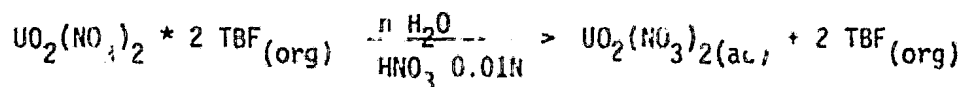
La solución acuosa se alimenta por medio de bombas a una serie de tanques mezcladores-decantadores o a una torre empacada, en donde el nitrato de uranilo es extraído por un flujo a contracorriente de TBF en un hidrocarburo inerte. Esto permite que el uranio salga disuelto en la fase orgánica y las impurezas en la fase acuosa efectuándose así la separación.

PROCESO CONVENCIONAL PARA EL REFINAMIENTO DEL URANIO



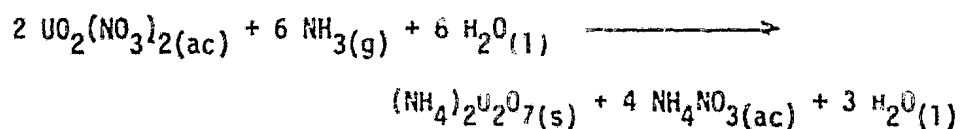
### Agotamiento

La fase orgánica en la cual va disuelto el nitrato de uranilo, se lava con ácido nítrico diluido para eliminar las pequeñas impurezas metálicas que hayan sido arrastradas hasta esta etapa, posteriormente la fase orgánica pura se alimenta a una sección de torres empacadas donde a contracorriente se alimenta agua o ácido nítrico 0.01N. Aquí, el nitrato de uranilo se transfiere a la fase acuosa y posteriormente se manda a la siguiente etapa donde se puede seguir alguno de los dos siguientes procesos

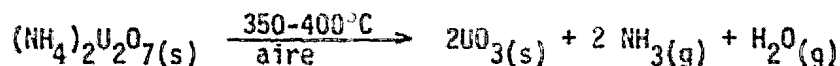


### Precipitación y Calcinación

La solución de nitrato de uranilo se neutraliza con amoníaco gaseoso formándose un precipitado de diuranato de amonio.



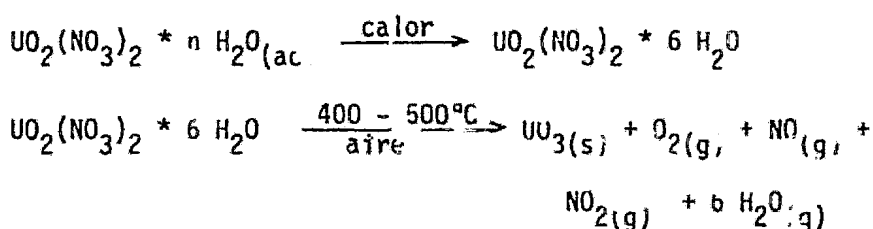
A este precipitado obtenido se le filtra, seca y se calcina a una temperatura de 350-400°C, descomponiéndose, con lo que se forma el  $\text{UO}_3$  más amoníaco y vapor de agua.



Finalmente se manda a la planta de conversión.

### Concentración y Denitración

En este proceso, la solución de nitrato de uranilo es evaporada hasta obtener un líquido mieloso con la composición aproximada del hexahidrato del nitrato de uranilo. Le sigue una denitración en donde se eleva la temperatura de 400-500°C, resultando de la oxidación el  $UO_3$ , así como oxígeno y óxidos de nitrógeno.



### Conversión

El  $UO_3$  sólido, que llega de la planta de refinación, se convierte a  $UF_6$  por medio de los siguientes pasos:

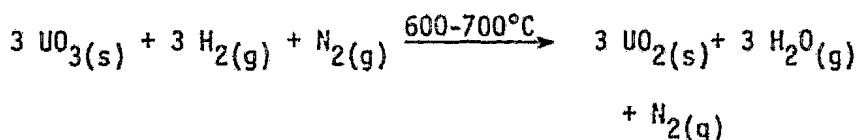
#### Compactación y granulación

El  $UO_3$  pasa por una etapa de compactación y granulación para dar a la partícula el tamaño y consistencia adecuada con el objeto de lograr máximas conversiones a  $UF_6$ .

#### Reducción de $UO_3$ a $UO_2$

Después de la compactación y la granulación, el trióxido de uranio se alimenta a dos reactores de lecho fluidizado. El  $UO_3$  forma el lecho o cama de partículas sólidas mientras que a los reactores se les alimenta gas amoníaco a contracorriente que ha sido descompuesto térmicamente en sus elementos.

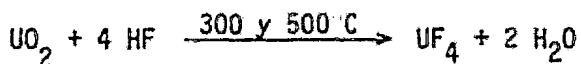
El flujo de gas a contracorriente fluidiza el lecho de  $\text{UO}_3$  y se efectúa la reacción, a una temperatura de 600-700°C, que convierte al trióxido de uranio en dióxido de uranio ( $\text{UO}_2$ ), más nitrógeno que no interviene en la reacción y el vapor de agua que sale del reactor, al cual se enfría y condensa. El hidrógeno que no reacciona es quemado. La reacción es la siguiente:



Las condiciones deben estar cuidadosamente controladas para prevenir la sinterización de los óxidos, y para obtener un producto que reaccione satisfactoriamente con el HF en el siguiente paso.

#### Fluorinación a $\text{UF}_4$ en lecho fluidizado

En esta etapa se utilizan 2 reactores de cama fluidizada en serie con los sólidos y gases a contracorriente. Al primer reactor se le alimenta el  $\text{UO}_2$  y la corriente de HF a 300°C que ha reaccionado parcialmente en el segundo reactor. El  $\text{UO}_2$  es convertido parcialmente a  $\text{UF}_4$ . En el segundo reactor se alimenta el  $\text{UO}_2$  parcialmente convertido y HF anhidro a 500°C completándose la reacción y convirtiendo más del 95% del  $\text{UO}_2$  a  $\text{UF}_4$  sólido. La reacción es la siguiente:



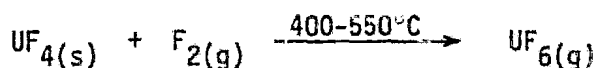
Para prevenir aglutinamientos en las camas fluidizadas, ha sido necesario proveer a cada reactor de un agitador con eje vertical, de baja velocidad para rascar las paredes del reactor.



### Fluorinación a UF<sub>6</sub> en lecho fluidizado

En esta etapa, el tetrafluoruro de uranio sólido (UF<sub>4</sub>) se trata con gas flúor, F<sub>2</sub>, que se alimenta a un reactor de tipo torre fluidizado. La reacción se efectúa a una temperatura de 400-550°C, dá como producto el gas de hexafluoruro de uranio UF<sub>6</sub> que es enfriado para separarlo del flúor F<sub>2</sub>, que no reaccionó.

Las pequeñas cantidades de UF<sub>4</sub> sin reaccionar y óxidos de uranio son removidos del fondo de la torre y reciclados. Posteriormente, el UF<sub>6</sub> se almacena en tanques especiales que resistan el efecto corrosivo de hexafluoruro de uranio. El UF<sub>6</sub> producido por este método es excepcionalmente puro

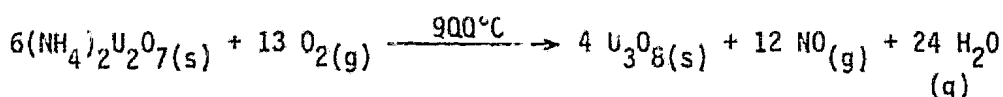


### Proceso Seco Hidroflúor

En este proceso se prefiere que la alimentación consista de (NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub>U<sub>2</sub>O<sub>7</sub> u óxido de uranio. Los concentrados de uranio conteniendo altas concentraciones de sodio o magnesio son convertidas a diuranato de amonio por reacción con una solución caliente de (NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>. La figura A2.16 muestra los pasos a seguir en este proceso.

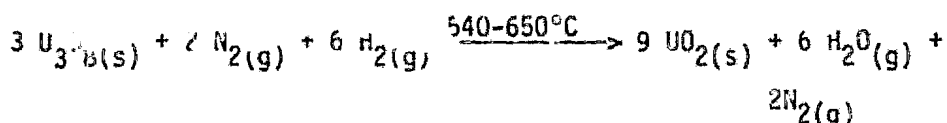
### Calcinación

El diuranato de amonio que se utiliza como material de alimentación, se calcina a una temperatura de 900°C en la planta de conversión para llevarlo a octóxido de uranio U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (sólido negro), más gases que se desprenden como vapor de agua y óxido nítrico.

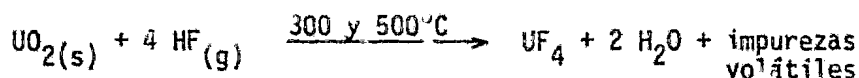


### Preparación del tamaño de partícula

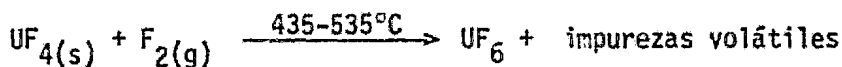
El octóxido de uranio es compactado y granulado para ser llevado a un reactor químico de lecho fluidizado y ser reducido a  $\text{UO}_2$  con  $\text{H}_2$  proveniente de gas amoníaco descompuesto térmicamente. La temperatura del reactor es de 540 a 650°C. El control de temperatura debe ser muy cuidadoso, pues una temperatura muy baja deja materia prima no reducida y temperatura muy alta causa sinterización y pérdida de reactividad en el paso de fluoración.



La conversión de  $\text{UO}_2$  a  $\text{UF}_4$  se lleva a cabo por reacción con HF gaseoso en un sistema de dos camas fluidizadas a contra corriente como es descrito en el proceso húmedo.

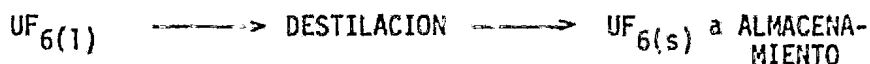


El  $\text{UF}_4$  es convertido a  $\text{UF}_6$  haciéndolo reaccionar con flúor de 435 a 535°C en un reactor de cama fluidizada



### Destilación

El  $UF_6$  obtenido, se enfría hasta condensarlo. Este  $UF_6$  líquido se destila en dos columnas. la primera extrae las impurezas de bajo punto de ebullición y la segunda, las impurezas de alto punto de ebullición, en relación al punto de ebullición del hexafluoruro de uranio.

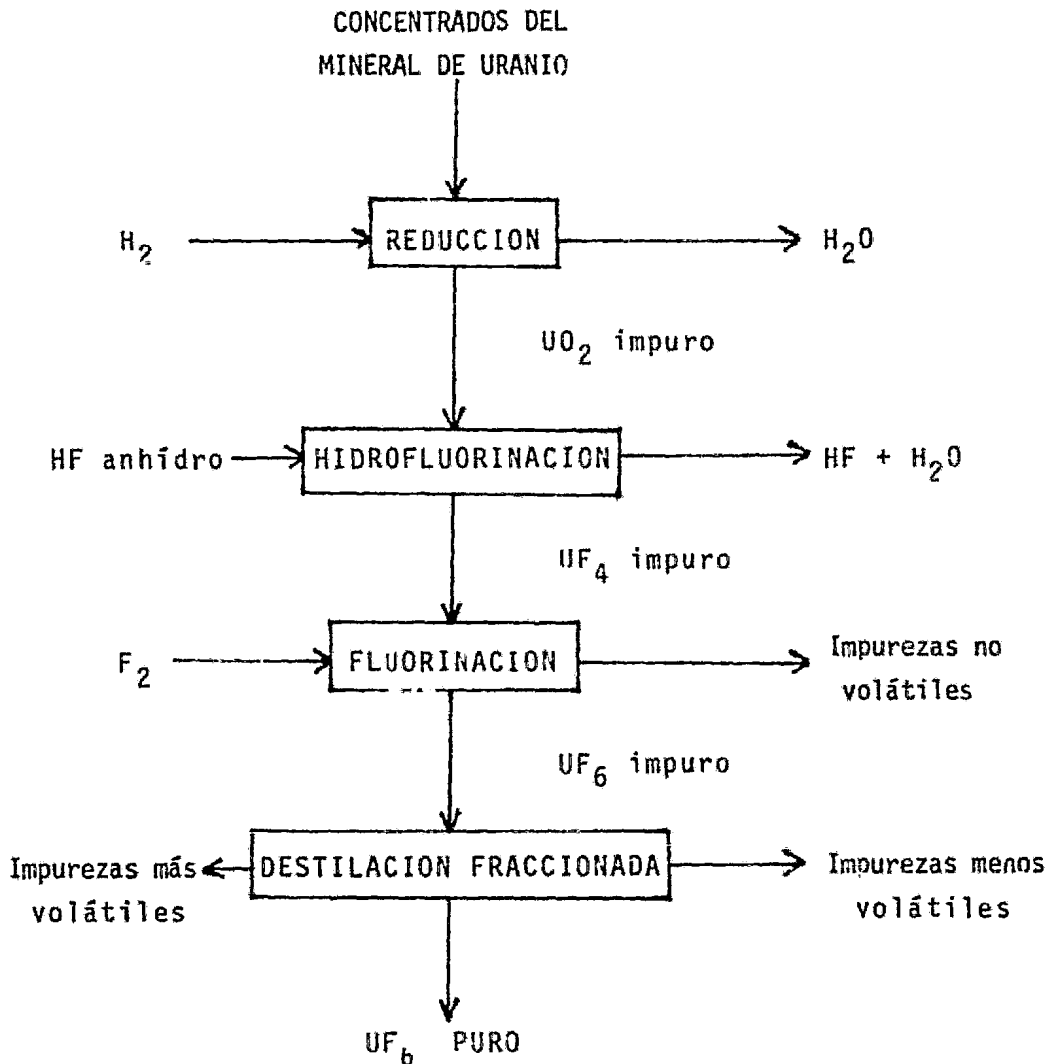


### Almacenamiento

Una vez destilado el  $UF_6$  se almacenará en tanques especiales a presiones que mantienen el  $UF_6$  en fase sólida. El proceso seco hidroflúor produce contaminantes ambientales gaseosos y sólidos. En tanto que el húmedo, los contaminantes se producen en forma líquida durante la etapa de refinación.

La ventaja del proceso seco sobre el proceso convencional es un menor número de pasos, lo cual hace que los costos bajen para cierto tipo de concentrados, por ejemplo: aquellos que no contienen grandes cantidades de Na, Ca, Mg o Fe. Las desventajas del proceso son la dificultad de manejar grandes cantidades de  $UF_6$  impuro y la incapacidad de poder producir  $UO_2$  puro o  $UF_4$  puro.

Existen en el mundo occidental 5 compañías que llevan a cabo la conversión: Comurhex en Francia, BNLF en Inglaterra, Kerr-McGee y Allied Chemical en Estados Unidos y Eldorado en Canadá.

T A B L A A 2 . 1 6PROCESO UTILIZADO POR LA CIA. ALLIED CHEMICAL

## ENRIQUECIMIENTO

El uranio tal como se encuentra en la naturaleza, consiste de tres isótopos: el uranio 238, el uranio 235 y el uranio 234. El 99.274% lo constituye el U-238; el 0.7205% es U-235 y el 0.0056% lo forma el U-234 expresados como átomo por ciento. De estos isótopos el único que es fisiónable y por tanto útil como combustible es el U-235, ya que los reactores de agua ligera están diseñados para que su combustible tenga aproximadamente el 3% de este isótopo, es necesario procesar el uranio para modificar la composición isotópica natural, lo que conceptualmente resulta sencillo, pero que tecnológicamente es muy complicado, sobre todo a nivel industrial, donde interviene el factor económico.

Puesto que los isótopos de los elementos difieren en virtud de su masa, y no se distinguen apreciablemente por sus propiedades químicas, es necesario emplear para su separación, procesos en los cuales se produzcan diferentes comportamientos de los isótopos según sea su masa y debido a que la diferencia entre las masas es relativamente pequeña, se tiene que recurrir a técnicas muy refinadas.

Hasta ahora, existen dos tecnologías industriales para enriquecer el uranio: la difusión gaseosa y la centrifugación gaseosa. Existen otros métodos que están a nivel experimental, tal como: Procesos de tipo aerodinámico (toberas), procesos químicos, electromagnéticos, el proceso laser, etc.

## DIFUSION GASEOSA

La difusión gaseosa consiste en la diferencia de velocidades con que se difunden a través de una barrera porosa, gases o vapores de diferente peso molecular.

El proceso de separación de los isótopos se lleva a cabo en una cámara dividida en dos partes por medio de una barrera ligera, delgada y de poros muy finos (de dos millonésimas de pulgadas de diámetro); una de las dos partes se mantiene a una presión más baja que la otra. La mezcla gaseosa penetra en la parte de mayor presión y las condiciones se ajustan de tal forma que la mitad de la mezcla pase a la parte de baja presión a través de la barrera porosa, ya que la difusión de una molécula isotópica ligera de U-235 será más rápida que la de una molécula pesada de U-238 resulta de ello una separación parcial de ambos isótopos. Esto se debe a que, como las moléculas ligeras son más rápidas, llegan a la barrera con más frecuencia y por lo tanto tienen más posibilidades de pasar a la parte de baja presión. La figura A2.17 muestra el funcionamiento de una unidad de separación isotópica por difusión gaseosa.

El grado de separación isotópica, en este proceso, se expresa mediante el llamado factor de separación que se define en la siguiente ecuación:

$$\alpha = (M_{\text{pesada}} / M_{\text{ligera}})^{1/2}$$

siendo M la masa molecular de las especies isotópicas ligera y pesada.

Ya que para la separación isotópica por difusión el componente gaseoso que se utiliza, es el hexafluoruro de uranio, tendremos:

$$M_{\text{pesada}} = 238 + (6 \times 19) = 352$$

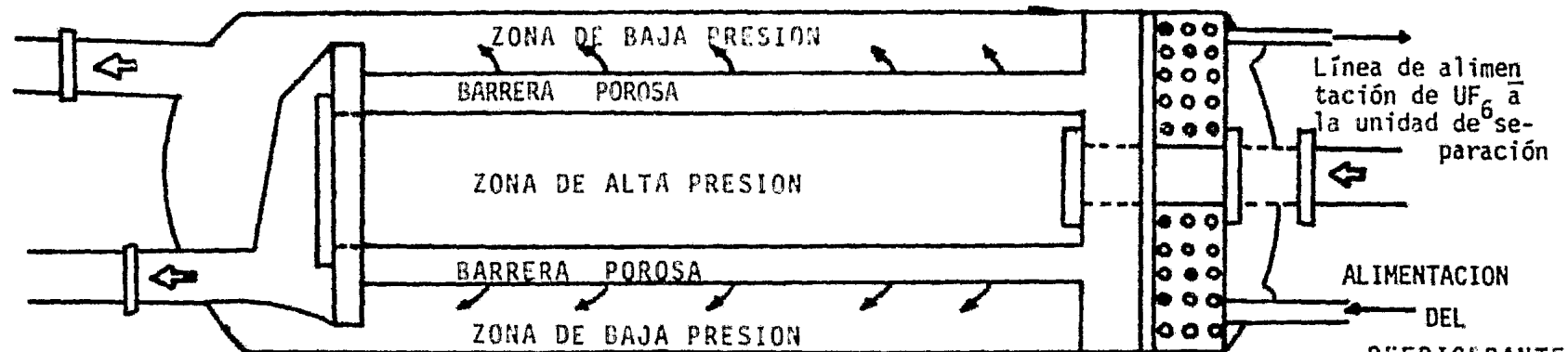
$$M_{\text{ligera}} = 235 + (6 \times 19) = 349$$

$$\alpha = \left[ \frac{352}{349} \right]^{\frac{1}{2}} = 1.004$$

Como el factor de separación para una etapa es muy pequeño, implica que para conseguir una separación de cierta importancia se necesita un gran número de etapas. Esto se logra estableciendo una recirculación del  $\text{UF}_6$  en una cascada de difusión gaseosa, como se muestra en la figura A2.18, dividida a partir de la unidad de separación en la cual se alimenta el  $\text{UF}_6$  que llega de la planta de conversión, en una zona de enriquecimiento y otra de agotamiento del isótopo U-235, tomando en cuenta que, en cada una de las unidades de separación, la salida del  $\text{UF}_6$  enriquecido alimenta a la unidad inmediatamente superior y la salida del  $\text{UF}_6$  agotado a la inmediatamente inferior. De la última unidad de separación en la zona de enriquecimiento se obtiene como producto el  $\text{UF}_6$  enriquecido en U-235 y a su vez de la última unidad de separación en la zona de agotamiento, las colas de  $\text{UF}_6$  agotado en el isótopo U-235.

Una vez que el  $\text{UF}_6$  enriquecido pasa las pruebas de calidad, se almacena en cilindros para ser enviado a la planta de fabricación de combustible.

Línea de salida en la  
unidad de separación del  
 $UF_6$  enriquecido en  $^{235}UF_6$

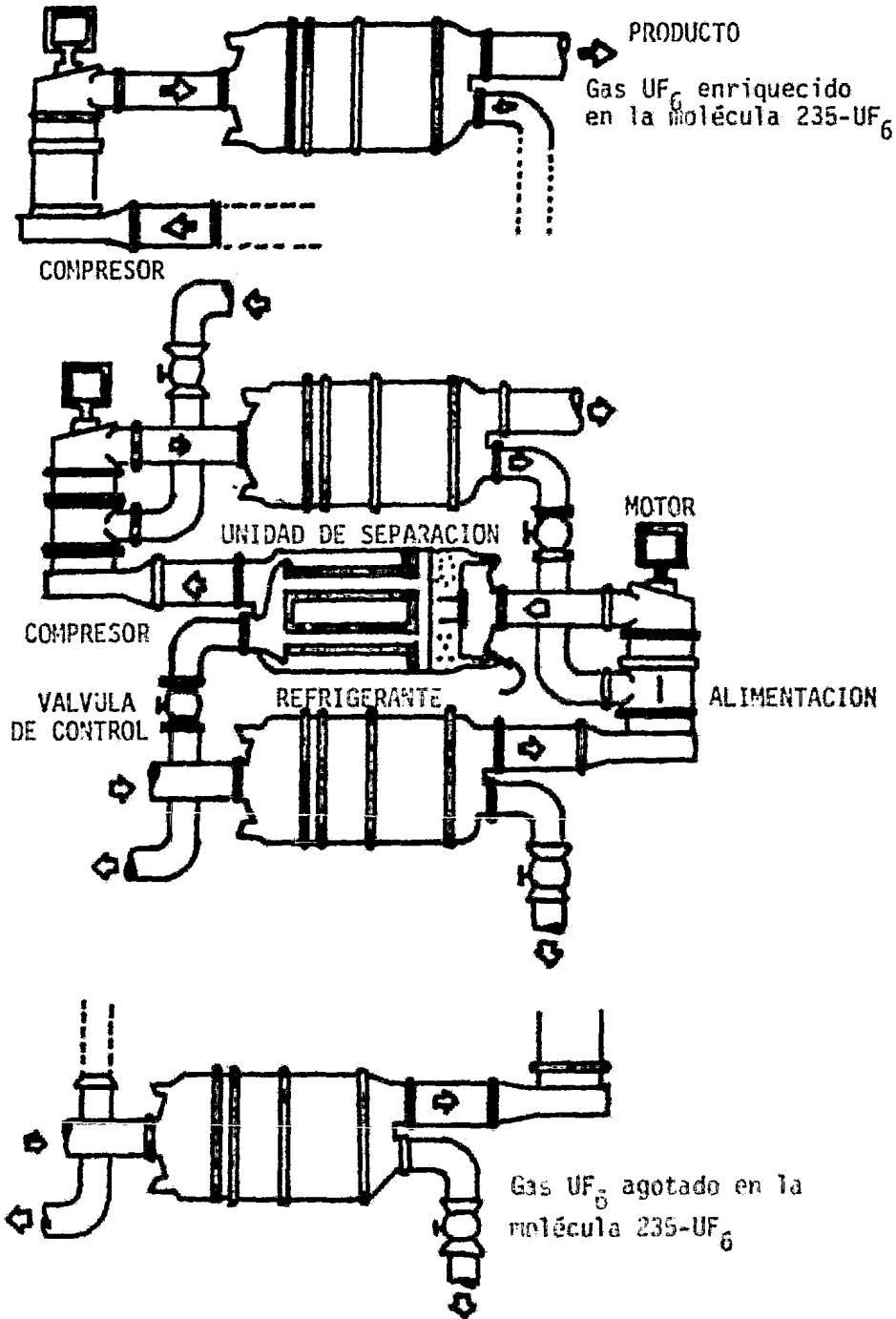


Línea de salida en  
la unidad de separación  
del  $UF_6$  agotado en  $^{235}UF_6$

FIG. A2.17 UNIDAD DE SEPARACION ISOTOPICA UTILIZADA PARA EL ENRIQUECIMIENTO DEL  $UF_6$  POR EL PROCESO DE DIFUSION GASEOSA



PROCESO DE DIFUSION GASEOSA PARA ENRIQUECIMIENTO EN  $^{235}\text{-UF}_6$  DEL GAS  $\text{UF}_6$



## CENTRIFUGACION GASEOSA

La centrifugación gaseosa a contracorriente con siste de un cilindro vertical delgado y largo, hecho de un material de alta resistencia, rotando dentro de una coraza al vacío, sobre su eje a alta velocidad periférica. El gas que rota en el interior del cilindro, está sujeto a una aceleración centrífuga miles de veces mayor que la gravedad. Esto hace que la presión en el radio ex terior del cilindro sea millones de veces mayor que en el centro y causa una abundancia relativa del isótopo más pesado apreciabl emente mayor en el radio exterior que en el centro.

Si se induce un flujo a contracorriente entre la corriente agotada de U-235 cerca del radio exterior y la corriente enriquecida de U-235 cerca del eje, la diferencia en composición de la parte superior e inferior se hace mayor que entre las dos corrien tes en una elevación.

Se han utilizado 3 métodos generales para inducir el flujo a contracorriente:

- 1) Por el sistema de paletas y deflectores
- 2) Por corrientes de convección creadas por el calentamiento de un extremo y enfriamiento del otro o estableciendo un gradiente de temperatura a lo largo de la pared, o
- 3) Por un flujo inducido por bombas externas a la máquina.

Para  $UF_6$  a  $300^\circ K$  por ejemplo, en una centrífuga, a una velocidad periférica de 500 m/s, la relación de abundancia del U-238 a U-235 en el radio externo es mayor en el centro por un factor de 1.162. Por lo que es necesario realizar varias veces

el proceso para enriquecer el uranio en el isótopo U-235, hasta el grado deseado. De igual manera que en la difusión gaseosa a través de una cascada de centrifugas,

### FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

El hexafluoruro ( $UF_6$ ) producido en la planta de enriquecimiento, se transporta a la planta de fabricación con varias concentraciones de U-235 (entre 2 y 4%)

Esta etapa de fabricación consta de 3 procesos: el de reconversión química, el mecánico y el de recuperación de desechos y materiales fuera de especificaciones los cuales serán tratados a continuación:

#### Reconversión química

Debido a que la forma mas utilizada del uranio como combustible es el uranio metálico o el dióxido de uranio  $UO_2$ , el  $UF_6$  proveniente de la planta de enriquecimiento es convertido a  $UO_2$ . Se han utilizado 3 procesos para convertir el  $UF_6$  a  $UO_2$ .

El primero consiste en reducir el  $UF_6$  a  $UF_4$  en fase gaseosa con hidrógeno, debido a que el calor de reacción es pequeño, la mezcla debe ser calentada. A continuación el  $UF_4$  es hidrolizado con vapor:

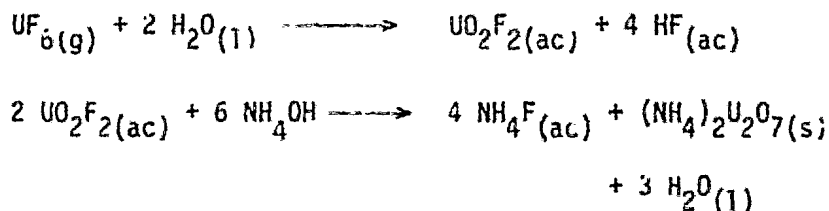


La reacción inversa es utilizada para producir  $UF_4$ .

En el segundo proceso, el  $UF_6$  que llega de las plantas de enriquecimiento se calienta para transformarlo de su fase sólida a su fase gaseosa.

### Hidrólisis y Precipitación

El  $UF_6$  es hidrolizado a  $UO_2F_2$ , haciéndolo burbujear en agua, y después se añade hidróxido de amonio para precipitar el diuranato de amonio:

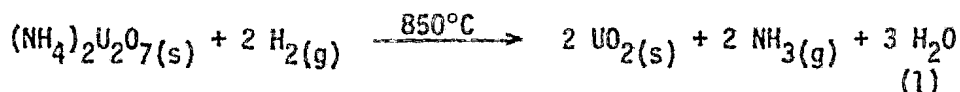


### Digestión

El crecimiento y tamaño de la partícula del diuranato de amonio se controla mediante ajustes de pH y temperatura. Posteriormente el diuranato es separado del líquido por centrifugación o filtración.

### Calcinación

El diuranato finalmente es reducido a  $UO_2$  en una atmósfera de  $H_2$  proveniente de amoníaco pirolizado a  $850^\circ C$  en un reactor de lecho fluidizado.



En el tercer proceso, se alimentan las corrientes gaseosas de  $UF_6$ ,  $CO_2$  y  $NH_3$  en forma intermitente en agua desmineralizada, precipitándose el  $(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3$  carbonato de uranilo amoniacal (CUA), el cual es convertido a  $UO_2$  poniéndolo en contacto con vapor e hidrógeno a  $500^\circ C$  en una cama fluidizada, recuperándose el  $CO_2$  y  $NH_3$ . Subsecuentemente, vapor a  $650^\circ C$  es alimentado a la cama fluidizada para reducir el contenido de flúor de 50 a 60 ppm por pirohidrólisis.

### Proceso Mecánico

Este proceso consta de los siguientes pasos:

**Inspección** - El polvo obtenido de la calcinación se somete a exámenes químicos y de tamaño de grano (debe ser mayor de 10 $\mu$ ), para formar una pastilla combustible de comportamiento estable.

**Prensado en Frío** - Si el polvo reúne las especificaciones, se tritura, se compacta y granula para darle la consistencia de seada. El polvo se moldea en frío en una prensa a presiones de 3,000 a 5,000  $kg/cm^2$ , obteniéndose las llamadas pastillas verdes en forma cilíndrica.

**Sinterizado-** La densidad de las pastillas verdes, se incrementa por sinterización en hornos con atmósfera de hidrógeno a  $1,700^\circ C$ . Este proceso lleva a la pastilla a adquirir el 95% de su densidad máxima, lo que mejora las propiedades mecánicas y térmicas del combustible.

**Maquinado** - Las pastillas se pulen a dimensiones de diseño, se lavan y limpian.

Inspección - Las pastillas pasan por un estricto control de medida Final y defectos antes de cargarse en los tubos de Zircaloy. El material que no pasa la inspección va a un ciclo de desperdicio.

### Proceso Mecánico - Encamisado

Paralelamente a la fabricación de pastillas de  $UO_2$ , se efectúa el de la "camisa" del material combustible. Consiste en un tubo hueco de una aleación de Zirconio (Zircaloy-2), así como de los tapones, de este mismo material, que serán colocados en ambos extremos de la camisa una vez que las pastillas del material combustible han sido colocadas en su interior.

Cabe aclarar que existe diferencia entre las barras de combustible, dependiendo del enriquecimiento del material combustible, de su posición en el ensamble y de la posición de éste en el núcleo del reactor.

### Encamisado

El zirconio, que ha sido obtenido como un polvo, después de haber sufrido varios procesos de purificación mediante los cuales, cumple las especificaciones para el uso nuclear, se funde para formar lingotes de zirconio aleados con Zinc 1.5%, Hierro 0.12%, Cromo 0.1% y Ni 0.05% que son los componentes del Zircaloy-2.

### Forjado

Estos lingotes, aún calientes, son reducidos dimensionalmente por martilleo.

### Extruído

Con las dimensiones que alcanza por el forjado, el Zircaloy se hace pasar por una serie de moldes donde se presiona al material por medio de pistones.

### Reducción de Tubo

El Zircaloy-2 ya con la forma tubular dada por los moldes, es estirado para llevarlo a las dimensiones requeridas.

### Tratamiento Térmico

Los tubos ya formados, han adquirido con las deformaciones plásticas del forjado, extruído y reducido, una serie de esfuerzos intercrystalinos que lo endurecen y fragilizan. Para eliminar estas tensiones y esfuerzos, se hace un recorrido de los tubos manteniéndolos a temperaturas de 550-500°C por períodos de tiempo suficientemente largos y para no volver a generar estos esfuerzos, los tubos se enfrían lentamente como parte del tratamiento.

### Inspección Final

Después del recocido, se verifican las dimensiones del tubo por inspección ultrasónica, la cual revela los posibles defectos o zonas frágiles. Esto se hace con los tubos previamente lavados. Después de esta rigurosa inspección, los tubos que reúnen las normas de calidad se lavan y pasan por autoclave, controlando su rectitud, formación de óxido y acabado de extremos para finalizar con otro lavado y autoclave.

### Soldado del tapón inferior

Para la fabricación de los tapones de la barra de combustible, el Zircaloy-2 que es fundido, pasa por un rodillado de laminación, un maquinado donde se le da al tapón la forma requerida y finalmente por una inspección ultrasónica. El tapón inferior es soldado a uno de los extremos de la camisa en una atmósfera inerte de helio, con lo cual se tiene listo el tubo para ser llenado con pastillas de  $UO_2$ .

### Carga de pastillas de dióxido de uranio

Alrededor de 365 pastillas son cargadas en cada tubo de Zircaloy. En algunos casos son cargadas también algunas pastillas de óxido de gadolinio,  $Gd_2O_3$ , con diferentes enriquecimientos axialmente, lo cual ayuda al control del reactor, dependiendo esta distribución del enriquecimiento y de la configuración específica del núcleo de cada reactor.

### Secado

Los tubos con las pastillas ya cargadas se secan en hornos que eliminan los vestigios de humedad remanente y que podrían producir fragilidad y reacciones no deseadas.

### Inserción del Getter y del resorte

Una vez que los tubos con el material combustible se han secado y se ha eliminado cualquier posible vestigio de humedad, se llevan a otra sección del proceso donde se les introduce un dispositivo llamado "GETTER", el cual es un absorbedor de hidrógeno que ayuda a evitar ataques químicos al encamisado. También es introducido un resorte de acero inoxidable que formará una cámara de vacío, en la que se almacenarán los gases producidos durante la fisión del uranio.



### Presurización de los tubos y soldado del tapón superior

Los tubos con el material se llevan al vacío, colocando en su extremo superior una cámara que evacúe todo el aire de los mismos; posteriormente, se presurizan a 3 atmósferas utilizando gas helio. Finalmente, en la misma atmósfera, se soldan los tapones superiores, quedando herméticamente sellados.

### Inspección de la soldadura con rayos X

Todas las soldaduras se radiografían, para mantener un riguroso control de calidad.

### Inspección de fugas de Helio

Si se detecta alguna fuga de helio, el material defectuoso se recicla.

### Inspección final

Las barras de combustible se analizan en un dispositivo de activación de neutrones, el cual utiliza una fuente de Californio para irradiar el material, con el objeto de detectar si el enriquecimiento, el espacio entre pastillas y encamisado y los elementos que están en el interior de las barras son los correctos.

Asimismo, las barras que contienen  $Gd_2O_3$  también se inspeccionan, pero utilizando un imán super conductor con una potencia aproximada de 7,000 gauss, sumergido en helio líquido.

## FABRICACION DEL ENSAMBLE

En el ensamble de combustible se utilizan tres tipos de barras; de amarre, estándar y de agua. Además de una placa de amarre superior y otra inferior, los espaciadores y el canal de ensamble.

### Barras de Agua

Son tubos huecos por los cuales pasa el refrigerante con el objeto de mejorar el funcionamiento global del ensamble. Las barras de agua deben ser las primeras en ser introducidas a la placa de amarre inferior durante el ensamblado, ya que una de ellas sirve para alinear los espaciadores axialmente.

### Barras de Amarre

Los tapones inferiores de estas barras son fabricados con cuerda de tornillo, con objeto de sujetarlas a la placa de amarre inferior que tiene cuerdas de rosca en esas posiciones.

Los tapones superiores de las barras de amarre también tienen cuerdas de tornillo y una longitud suficiente para atravesar la placa superior de amarre y poder ser atornilladas sobre la placa. Finalmente, son aseguradas con tuercas hexagonales de acero inoxidable y su respectiva arandela.

### Barras Estándar

El resto de las barras del ensamble, tienen tapones en forma de punzones para ser únicamente insertados en las placas de amarre. Estas barras son las últimas en ser colocadas.

### Placas de Amarre

La placa de amarre inferior tiene una pieza llamada nariz, diseñada para distribuir el flujo del refrigerante entre las barras de combustible. La placa de amarre superior tiene un mango para facilitar el manejo del ensamble. Ambas placas de amarre están hechas de acero inoxidable y han pasado por una serie de procesos: fundido y moldeado; después de una inspección pasan por un tratamiento térmico (recocido), un maquinado mediante el cual se dan formas pulidas y cuerdas, y una inspección final de dimensiones.

### Espaciadores

Estos espaciadores se fabrican en Zircaloy-4 con unas laminillas sujetadores que hacen efecto de resorte y permiten la dilatación en el núcleo. Una vez que la placa de amarre superior se coloca y asegura, el arreglo de barras se inspeccionará visualmente para ser posteriormente empacado.

### Canal de Ensamble

A pesar de su aparente simplicidad, cumple funciones muy importantes: proporciona una separación mecánica del ensamble de barras combustibles con las barras de control y tubos de instrumentos, previendo así una potencial interferencia con los mismos, además de proporcionar una superficie guía a las barras de control, asegura un adecuado flujo de refrigerante a través del ensamble.

El canal de ensamble es fabricado con Zircaloy-4, el cual es fundido, rodillado hasta laminación, cortado y doblado, en forma de "U". Dos de estas "U", son soldadas en una atmósfera inerte de argón para formar el canal. Hecho esto, el canal pasa por un tratamiento térmico a 788°C que lo lleva a sus dimensiones finales y

libera los esfuerzos generados; a continuación se le da un tratamiento de superficie que incluye un lavado y desengrasado en un baño térmico.

A continuación una inspección final que incluye reconocimiento visual, control dimensional, rectitud, etc. y finalmente los canales se empacan en contenedores que poseen protecciones de diversos materiales.

El canal del ensamble posee en 2 de sus extremos superiores y opuestos uno al otro una abrazadera, una de las cuales tiene una perforación por la cual penetra el sujetador del ensamble, que consta de un resorte (laminilla de presión), un seguro y un tornillo que asegura firmemente al resorte.

Finalmente, los ensambles son insertados en los canales para ser colocados en el núcleo del reactor.

### IRRADIACION Y ALMACENAMIENTO TEMPORAL DEL COMBUSTIBLE

La administración del combustible en una central nuclear, se basa en desarrollar un plan adecuado de administración de combustible en el núcleo, para toda la vida útil del reactor, de tal manera que el costo de la energía generada sea mínimo.

Para lograrlo, el núcleo debe estar diseñado de tal manera que la potencia generada en él, sea lo más estable y uniforme durante cada ciclo de operación, tomando en cuenta los límites de seguridad impuestos en la central.

La duración del primer ciclo de operación es de aproximadamente 21 meses, según el diseño del primer núcleo. Este se calcula de tal manera, que una vez cubierto se lleva a cabo una primera recarga de combustible para iniciar un segundo ciclo de operación, cuya duración depende del diseño del segundo núcleo y de como fue operado el primero. Generalmente, el segundo ciclo y los subsecuentes tienen una duración de 12 meses cada uno.

Debido a que una maniobra de recarga se lleva a cabo en varias semanas, es recomendable programarla en una época del año de baja demanda de energía

Durante los trabajos de una recarga, se descargan aproximadamente 111 ensamblés de combustible, 25% del núcleo. A continuación, el resto del núcleo es reacomodado, ya que algunos ensamblés de combustible se relocalizan en él, pues aunque parcialmente irradiados, reúnen los requisitos planteados por el diseño del segundo ciclo que resulta de la primera recarga y finalmente, 111 ensamblés de combustible fresco, se colocan en los espacios que quedan vacíos en el núcleo.

Los 111 ensamblés de combustible ya irradiados que quedan fuera del núcleo del reactor, se transportan siempre bajo agua para controlar la alta temperatura y nivel de radiactividad a que se encuentran, debido al decaimiento radiactivo de algunos productos de fisión, y se depositan en una alberca de almacenamiento donde permanecen el tiempo necesario de 2 a 3 meses o hasta por varios años, hasta que alcanzan una temperatura y nivel de radiactividad aceptables que permitan manejarlos, para optar por su re-procesamiento, o bien, su almacenamiento en lugares adecuados.

Concluido los trabajos de la primera recarga, se inicia el segundo ciclo de operación y al concluir éste, según lo programado, se efectúan los trabajos de la segunda recarga para cubrir posteriormente el tercer ciclo de operación y así sucesivamente.

### REPROCESAMIENTO DEL COMBUSTIBLE

El combustible descargado de un reactor nuclear después de la irradiación, al final de su vida útil todavía contiene la mayoría del material fértil, U-238 o torio, que estaba presente en el combustible cuando fue cargado, concentraciones apreciables de valiosos núclidos fisionables, como U-235, plutonio y U-233 y grandes cantidades de productos de fisión radiactivos absorbentes de neutrones. Los principales objetivos del reprocesamiento son:

- 1) Recobrar el uranio y plutonio, y el torio si está presente, para su reuso como combustible nuclear.
- 2) Remover los productos de fisión radiactivos y absorbentes de neutrones.
- 3) Convertir los constituyentes radiactivos del combustible gastado en formas apropiadas para la seguridad y almacenaje por largo tiempo.

Además puede existir algún interés en recobrar productos de fisión individuales tales como Sr-90 o Cs-137 para el uso en fuentes de radiación o en recobrar elementos transuránicos tales como el Neptunio, Americio o Curio.

La composición del combustible irradiado a ser alimentado en una planta de reprocesamiento varía ampliamente. Depende de la composición del combustible fresco cargado al reactor, del espectro del neutrón al cual el combustible es irradiado, la potencia específica o la velocidad de la generación de calor en el combustible, la duración de la irradiación y la longitud del tiempo que el combustible es "enfriado".

Existen diversos métodos de reprocesamiento entre los cuales están el proceso Fosfato-bismuto, el proceso Redox, el proceso Trigly, el proceso Butex, el proceso Purex, el proceso Torex, y otros procesos acuosos, procesos no acuosos, procesos pirometalúrgicos, procesos piroquímicos y procesos de volatilidad de fluoruros.

El proceso PUREX se ha convertido en el proceso más utilizado generalmente para reprocesar el combustible ligeramente enriquecido de uranio para reactores de potencia. Por esta razón, se describirá de manera más detallada este método. Los pasos principales de este proceso, se muestran esquemáticamente en la Fig. A2.19. A continuación describiremos cada paso.

## PROCESO PUREX

### Recepción

Los ensambles de combustible, "quemados", llegan a la central en transporte especial con blindaje y sistemas de enfriamiento. De estos transportes, se transfieren en ensambles a las albercas de recepción donde son examinados por medios mecánicos y sensores remotos.

### Preparación para la disolución

El ensamble es abierto para permitir la disolución posterior del combustible. Los gases salientes del revestimiento contienen hasta el 10% de radiocriptón y Xenón en el combustible, y algunos gases de  $\text{CO}_2$ , tritio y otros productos volátiles de fisión.

El método utilizado para quitar el encamisado depende de la composición del encamisado y el combustible, además de la unión entre ellos, si la hay. Los dos métodos generales de desencamisado son el mecánico y el químico.

En el desencamisado químico, el encamisado es removido por disolución, para dejar al combustible como un sólido separable. El desencamisado químico tiene la desventaja, que los productos de reacción del encamisado requieren más espacio de almacenamiento que el revestimiento original. Aunque, algunas veces es el método más práctico.

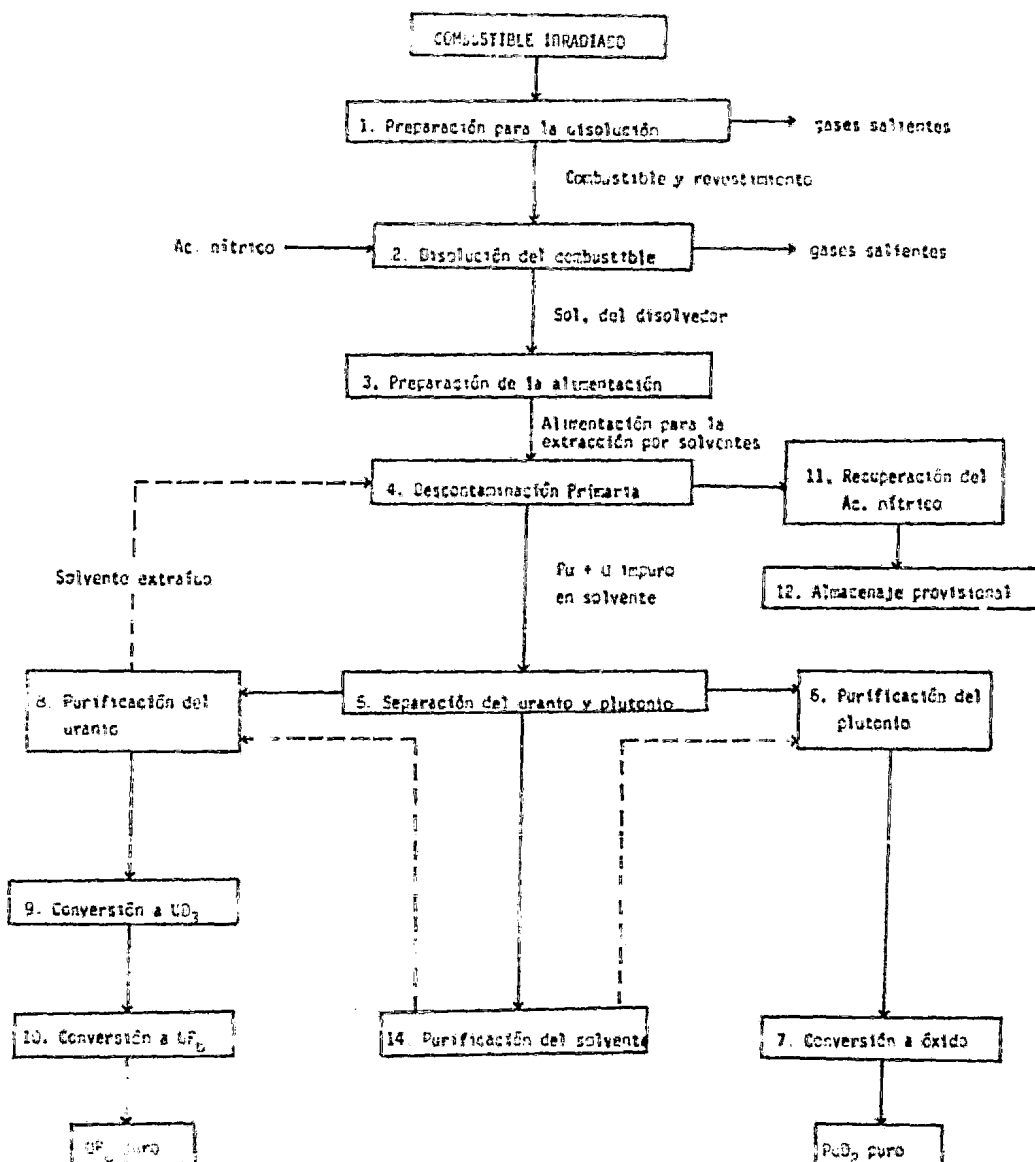
En el desencamisado mecánico, el ensamble se rompe y corta, y se expone el combustible para hacerlo reaccionar con un disolvente que no ataque el encamisado. El mejor método para quitar el encamisado, es uno que requiera el mínimo desmontaje de los elementos combustibles, que reduzca al mínimo la producción de polvos finos, que produzca fragmentos de combustible que puedan ser fácil y completamente lixiviados y que utilice un equipo con requerimientos mínimos de mantenimiento.

### Disolución

Los objetivos de la disolución del combustible son los siguientes:

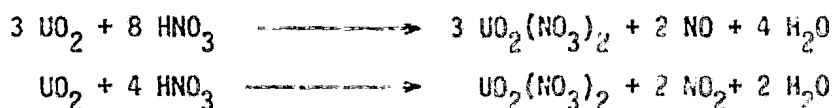


T A B L A A 2 1 9  
" P R O C E S O P U R E X "



- 1) Convertir el uranio y el plutonio del combustible en una solución acuosa.
- 2) Completar la separación del combustible del encapsulado
- 3) Determinar lo más exactamente posible las cantidades de uranio y plutonio (cargadas al reprocesamiento) presentes.
- 4) Convertir el uranio, plutonio y productos de fisión en estados químicos más favorables para su separación subsecuente.

Debido a que el proceso Purex requiere que los elementos a ser separados, estén en solución acuosa como nitratos, el disolvente es siempre ácido nítrico. Las principales reacciones que toman lugar son:



La primera reacción domina a concentraciones del ácido abajo de 10 M y la segunda a altas concentraciones.

Para evitar la formación de productos de reacción gaseosa se añade oxígeno directamente al disolvedor:



Este último proceso es conocido como "disolución sin humo" y es utilizado en las plantas de Europa. En la práctica, pequeñas cantidades de nitrógeno, óxidos de nitrógeno y productos de fisión gaseosa son también formados.

El plutonio en el combustible oxidado, se disuelve como una mezcla de nitratos de plutonio tetravalentes y hexavalentes, los cuales son extraíbles con TBP. El neptunio se disuelve como una mezcla de nitratos no extraíbles pentavalentes y extraíbles hexavalentes. La mayoría de los productos de fisión quedan en la solución acuosa.

Después de que la reacción del combustible con ácido, ha sido completada la solución resultante y cualquier partícula fina suspendida, son drenadas de los fragmentos de encamisado más gruesos. El encamisado es lavado, primero con ácido nítrico diluido y posteriormente es lavado con agua. El encamisado es revisado por espectroscopía gamma para establecer o determinar el removimiento del combustible adherido y después es descargado para empacarlo como desperdicio radiactivo para su almacenamiento.

### Absorción de nitratos

Los gases son enfriados y lavados con agua para recobrar los óxidos de nitrógeno para convertirlos a ácido nítrico y reciclarlo al disolvente y a otros pasos del proceso.

Los gases de esta absorción son combinados con los gases salientes del revestimiento y tratados para remover completamente la radiactividad hasta donde sea posible. Sustancialmente, la retención completa del radioyoduro y los líquidos y sólidos arrastrados es requerida por lo que la tecnología para retenerlos esta completamente desarrollada.

### Preparación de la Alimentación

La acidez de la solución del disolvente es ajustada a un valor de pH alrededor de 2.5 y el plutonio es llevado a su valencia de mayor extracción de 4, usualmente por adición controlada de  $N_2O_4$  o nitrito de sodio.

### Descontaminación Primaria

La disolución anteriormente descrita produce una solución acuosa de nitrato de uranio, nitrato de plutonio (IV), ácido nítrico, pequeñas concentraciones de nitratos de neptunio, americio, y curio y casi todo los productos de fisión no volátiles en el combustible.

El objetivo de la descontaminación es separar del 99 al 99.9% los productos de fisión del uranio y plutonio. Este removimiento anticipado de los productos de fisión reduce la cantidad de protección requerida, simplifica el mantenimiento, y facilita las operaciones de procesos posteriores.

El sistema de descontaminación, consiste de una sección de extracción y una sección de lavado. En la sección de extracción, el uranio y el plutonio son extraídos en multipasos con TBP al 30% en volumen en un diluyente parafínico.

Los productos de fisión, los cuales tienen un coeficiente de distribución mucho menor que el uranio y el plutonio, permanecen en la fase acuosa, así como el americio y el curio que tienen bajos coeficientes de distribución. El neptunio en la alimentación, está tanto en estado hexavalente extractable y se divide tanto en el refinado acuoso y extracto orgánico.

En la sección de lavado, casi todas las pequeñas cantidades de los productos de fisión de la alimentación que salen de la sección de extracción, son removidos del solvente y retornados a la sección de extracción por lavado a contracorriente con ácido nítrico acuoso, 3 M.

El equipo de contacto utilizado en la sección de extracción debe tener baja retención para minimizar la degradación del solvente de la radiactividad intensa del producto de fisión. Aquí, los contactores centrífugos o columnas de pulso son preferidas para los mezcladores-sedimentadores. En la sección de lavado y en el balance de la planta de extracción con solvente, los mezcladores-sedimentadores son frecuentemente utilizados.

### Separación del plutonio

Se reduce el plutonio a su estado trivalente, en el cual no es extractable por TBP, mientras que el uranio sale en estado hexavalente extractable. Los reductores que han sido utilizados para este propósito incluyen  $\text{Fe}^{+2}$ ,  $\text{U}^{+4}$ , hidroxilamina, o reducción catódica.

### PURIFICACION DEL URANIO

El uranio que sale de la etapa de separación en la fase orgánica es reextraído a la fase acuosa con 0.01 M de  $\text{HNO}_3$ . Es entonces purificado por uno o más ciclos adicionales de extracción con el solvente TBP, mientras que el plutonio es mantenido en el estado trivalente no extractable. La solución de nitrato de uranilo es evaporada y calcinada a  $\text{UO}_3$ .

### PURIFICACION DEL PLUTONIO

El plutonio que sale de la fase acuosa contiene cerca del 1% del uranio alimentado, una fracción incierta de neptunio y productos de fisión. Este plutonio es usualmente purificado por 2 ciclos adicionales de extracción por solventes. En cada uno, el plutonio se hace tetravalente y, en el primer contactor, es extraído por el TBP, junto con el uranio, por lo que es separado de casi todos los productos de fisión y del neptunio pentavalente.

En el segundo contactor, el plutonio es extraído, selectivamente del uranio en una fase acuosa, tanto por el uso de  $\text{HNO}_3$  o reduciendo el plutonio al estado trivalente antes de la extracción. En algunas plantas, la purificación final del plutonio es por intercambio aniónico de la solución de nitrato. Algunos otros utilizan la precipitación como oxalato de plutonio con ácido oxálico.

El nitrato de plutonio purificado es convertido a la forma de  $\text{PuO}_2$ , tanto por evaporación y calcinación o por precipitación como oxalato o peróxido, y calcinación.

Los desperdicios acuosos de bajo nivel son procesados para su recuperación posterior del plutonio y uranio. Después son concentrados para recuperar el ácido nítrico y agua. Los desperdicios acuosos de alto nivel son concentrados por evaporación, con la recuperación del ácido nítrico condensado.

Después de un período de almacenado provisional como líquido, para permitir que la velocidad de generación de calor decrezca, los desperdicios de alto nivel se solidifican. La duración del almacenado provisional como líquidos puede ser reducido, si el combustible irradiado es almacenado como sólido, un tiempo equivalente antes del reprocesamiento.

En una planta de reprocesamiento bien diseñada, los materiales son reciclados al máximo posible, para minimizar el volumen de efluentes y reducir el costo de los reactivos. El agua y el ácido nítrico evaporados de los productos y desperdicios son reciclados. Los óxidos de nitrógeno son convertidos a ácido nítrico y reutilizados. El solvente extraído del uranio y plutonio es limpiado de los productos de degradación y contaminantes, y es reutilizado.

### ALMACENAMIENTO FINAL

La industria nuclear, como cualquier otra, tiene el problema de generar y disponer de los desechos industriales.

En el caso de la industria nuclear estos desechos son radiactivos y se presentan como gases, líquidos o sólidos con un alto, medio o bajo nivel de radiactividad.

Las opciones generales para disponer de los desechos radiactivos, dado su estado físico y nivel de radiactividad son: diluirlos y dispersarlos si el volumen de los desechos es grande y su nivel de radiactividad es bajo o bien, concentrar y confinar aquellos radioisótopos que tengan un alto nivel de radiactividad y una vida media larga.

#### Componentes Metálicos del ensamble (sólidos)

La primera etapa dentro de la planta de reprocesamiento en el proceso Purex es realizar el desencamisado y la disolución posterior del combustible.

Como resultado de este paso, se obtienen como desechos sólidos algunos de los restos de los componentes metálicos del ensamble como camisas, espaciadores, etc. Dado que el nivel de radiactividad de éste material es bajo y su volumen pequeño, es comprimido y colocado en envases especiales para enviarlos a depósitos geológicos.

#### Gases Radiactivos

Durante la irradiación del combustible nuclear aparecen como productos de fisión, isótopos de gases que se acumulan en la cámara de gases en la parte superior de cada barra de combustible. Estos gases se liberan en la planta de reprocesamiento cuando el ensamble es preparado para su disolución. Estos gases radiacti-



vos y otros que aparecen en algunas soluciones que se utilizan en la planta de reprocesamiento, se captan para su tratamiento.

Estos gases tienen una vida media pequeña y ocupan un volumen muy grande de tal manera que, después de pasar por filtros para remover sólidos suspendidos y ser retenidos durante algún tiempo para que decaiga su radiactividad, son lanzados a la atmósfera.

#### Desechos de Alto nivel de Radiactividad

En el primer ciclo de extracción de la planta de reprocesamiento, la mayor parte de los productos de fisión radiactivos salen en una solución acuosa. Dicha solución se lleva a una etapa de evaporación controlada para reducir su volumen y al mismo tiempo, concentrar los productos de fisión y llevarlos a forma sólida. Posteriormente estos concentrados, con un alto nivel de radiactividad se guardan en tanques especiales que se almacenan por un tiempo en la misma planta de reprocesamiento para posteriormente enviarlo a un depósito geológico.

#### Desechos de Medio nivel de Radiactividad

Este tipo de desechos provienen generalmente de los segundos ciclos de extracción de la planta de reprocesamiento en una solución acuosa, o también, de las resinas que se utilizan para tratar el agua de la alberca de almacenamiento del combustible ya irradiado. Tanto la solución acuosa como las resinas, son tratadas para concentrar y llevar a forma sólida los productos de fisión. Estos concentrados, se guardan en tanques especiales que se almacenan por algún tiempo en la planta de reprocesamiento para posteriormente enviarlos a un depósito geológico.

### Desechos de Bajo Nivel de Radiactividad

Dentro de éste tipo de desechos se encuentra la solución acuosa que resulta del lavado del disolvente que se utiliza en los ciclos de extracción de la planta de reprocesamiento, así como equipo o material contaminado que provenga de las plantas de fabricación, enriquecimiento o reprocesamiento.

Dado su bajo nivel de radiactividad, algún equipo o material podrá ser descontaminado para volver a ser utilizado, pero si esto no es posible, es necesario comprimir y confinar en tanques y lugares especiales éste material radiactivo.

APENDICE III

---

APENDICE III" PROGRAMA DE CALCULO PARA LA DEMANDA DE MATERIALES Y  
SERVICIOS EN UNA CALCULADORA TEXAS INSTRUMENTS TL 53 C "

El Programa que se describirá a continuación, proporciona una herramienta útil para el cálculo de la demanda de materiales y servicios de los ciclos de combustible considerados. El Programa funciona con ayuda de los datos de requerimientos unitarios de los reactores y con los programas de instalación de estos últimos, ambos ya, ex puestos en el capítulo 3.

La estructura del programa, consignada en la página siguiente, esta dividida en varios niveles, el uso de estos niveles depende de lo que se desee calcular

- Las cargas iniciales de los materiales o servicios
- Las recargas de los materiales o servicios, o
- Las demandas de almacenamiento temporal de combustible irradiado

La Tabla A3.1 muestra los niveles considerados en el programa y su uso.

PROGRAMA EN CALCULADORA TL 56C PARA EL CALCULO DE LOS

REQUERIMIENTOS DE MATERIALES URANIFEROS

2nd Lb1 A	STO 04	2nd Lb1 D	2nd Lb1 2nd B'
-	RCL 03	RCL 05	RCL 03
RCL 01	GTO	+	+
+	2nd IND 04	1	RCL 2nd IND 05
RCL 02	R/S	=	=
=		STO 05	STO 2nd Ind 05
R/S	SUM 10	RCL 2nd IND 05	R/S
	SUM 11	x	
INV	SUM 12	RCL 06	
2nd x = t	SUM 13	=	2nd Lb1 2nd C'
B	SUM 14	SUM 07	x=t
C	SUM 15	R/S	+
	SUM 16		1
2nd Lb1 B	SUM 17		=
RCL 03	SUM 18	2nd Lb1 E	x=t
GTO	SUM 19	RCL 07	RCL 05
2nd IND 04	SUM 20	R/S	+
R/S	SUM 21		1
	SUM 22		=
2nd Lb1 C	SUM 23	2nd Lb1 2nd A'	STO 05
x=t	SUM 24	INV	2nd B'
+	SUM 25	2nd x = t	R/S
1	SUM 26	2nd B'	
=	SUM 27	2nd C'	
x=t	SUM 28		
RCL 04	R/S		
+			
2			
=			

T A B L A   A 3 . 1

NIVEL	U   S   O
A	<p>Puede utilizarse para el cálculo de:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- El año previo en el que debe pedirse el material o servicio, o</li> <li>- El año en que se demanda el almacenamiento temporal del combustible irradiado.</li> </ul>
B y C	<p>Dependiendo de una toma de decisión previa, se utiliza alguno de los dos niveles, que ejecutan diversas instrucciones para obtener finalmente:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- El número de recargas del material o servicio año con año, dentro de un horizonte de 19 años, o</li> <li>- El número de descargas parciales de combustible irradiado, también dentro de un horizonte de 19 años.</li> </ul>
D	<p>Puede utilizarse para calcular y proporcionar:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Los requerimientos de materiales o servicios, año con año, o</li> <li>- Los requerimientos de almacenamiento temporal del combustible irradiado, también año con año.</li> </ul> <p>Además, acumula los resultados obtenidos en una memoria.</p>
E	<p>Proporciona el resultado de:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Las cantidades acumuladas de materiales o servicios, o</li> <li>- Las cantidades acumuladas del almacenamiento temporal de combustible irradiado.</li> </ul> <p>Calculados en el nivel D.</p>

T A B L A A 3 . 1

(Continuación)

NIVEL	U S O
A'	Es una toma de decisión, que dependiendo de ésta, nos direcciona a los niveles B' o C'
B' y C'	Son niveles direccionados por A', que calculan el número de cargas iniciales de los materiales o servicios por año dentro de un horizonte de 19 años.

Dependiendo de lo que se desee calcular, a continuación la tabla A3.2 desglosa la utilización por orden descendente de los niveles antes descritos.

T A B L A A 3 , 2

	CALCULO DE CARGAS INICIALES DE COM- BUSTIBLE	CALCULO DE RECARGAS DE COMBUSTIBLE	CALCULO DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO
USO DE	A	A	A
NIVELES	A'	B y C	B y C
EN ORDEN	B' y C'	D	D
DESCEN-	D	E	E
DENTE.	E		



M E M O R I A S

El programa utiliza un total de 26 memorias, cuyo contenido se describe cualitativamente a continuación:

MEMORIACONTENIDO DE LA MEMORIA

00-t

Presenta:

- El año siguiente al año previo en que deben pedirse los materiales o servicios de los reactores que entren en operación. o
- El año siguiente en el que se demanda el almacenamiento temporal de combustible irradiado de los reactores que entran en operación.

Conforme se avanza en el programa de instalación de reactores, su contenido varía durante la ejecución del programa.

01

Contiene:

- El período previo en años en que deben pedirse los materiales o servicios, o
- El período en años en que se demanda el almacenamiento temporal de combustible irradiado.

El contenido de esta memoria es constante durante la ejecución del programa.

02

Lapso de tiempo en años entre la instalación del primer reactor y la necesidad de la primera recarga o descarga de combustible del reactor. También el contenido en la memoria es constante durante la ejecución del programa.

## MEMORIA

## CONTENIDO DE LA MEMORIA

- 
- 03 Presenta el número de reactores que entran en operación por año o semestre. Su contenido varía y se aumenta manualmente conforme a los programas de instalación de reactores.
- 04 Contiene los números de paso, del programa, de la instrucción SUM 10 a la instrucción SUM 28. En el cálculo de las recargas de materiales o servicios y descargas de combustible irradiado, conforme se avanza en el programa de instalación de reactores, el contenido de la memoria varía con la ejecución del programa.
- 05 Presenta el número de memoria de la 10 a la 28. En el cálculo de las cargas iniciales de los materiales o servicios, el contenido de la memoria varía conforme avanza el programa de instalación de reactores y también varía cuando se van obteniendo los resultados al ejecutar el programa.
- 06 Puede contener:
- La cantidad de las cargas iniciales de los materiales o servicios
  - La cantidad de las recargas anuales de los materiales o servicios
  - La cantidad de descargas anuales de combustible irradiado.
- El contenido de la memoria es constante durante la ejecución del programa.

---

**MEMORIA****CONTENIDO DE LA MEMORIA**

---

07

Puede contener:

- El valor de las cargas iniciales acumuladas al año en curso de los materiales o servicios,
- El valor de las recargas anuales acumuladas al año en curso de los materiales o servicios, o
- El valor de las descargas anuales acumuladas al año en curso del combustible irradiado.

El contenido de la memoria varía conforme se van obteniendo los resultados en la ejecución del programa.

10 a 28

Pueden contener:

- El número de cargas iniciales de materiales o servicios,
- El número de recargas anuales de materiales o servicios, o
- El número de descargas anuales de combustible irradiado

Calculados de acuerdo a los programas de instalación de reactores.

---

El contenido numérico que deben presentar las memorias del programa, al iniciar los cálculos, se resume en la Tabla A3.3 para la demanda de materiales y servicios del reactor CANDU y en la Tabla A3.4 para la demanda de materiales y servicios del reactor BWR de la compañía ASEA-ATOM.

T A B L A A 3.3

"CONTENIDO DE MEMORIAS PARA EL INICIO DE LOS CALCULOS"

REACTOR CANDU

<u>MEMORIA</u>	<u>DEMANDA DE U<sub>3</sub>O<sub>8</sub></u>	<u>DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION UO<sub>2</sub> POLVO</u>	<u>DEMANDA DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE UO<sub>2</sub> PASTILLAS</u>	<u>DEMANDA DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE COMBUSTIBLE IRRADIADO</u>
x t	t <sub>0</sub> -2	t <sub>0</sub> 2	t <sub>0</sub> -1	t <sub>0</sub> +2
01	2.75	2.75	1.875	-1.0
02	0.25	0.25	0.25	0.25
03	Se introduce manualmente el número de reactores de acuerdo al programa de instalación de estos últimos.			
04	40	40	40	40
05 ***	9	9	9	9
*	10	10	10	-
06 *	100.458	84.792	84.350	-
**	104.8417	83.4034	83.0417	88.0417
07	0	0	0	0
10 a 28	0	0	0	0

\* Valor alimentado en el cálculo de las cargas iniciales

\*\* Valor alimentado en el cálculo de las recargas.

\*\*\* Valor alimentado a la memoria 05 cuando se desea obtener los resultados.

T A B L A A 3 . 4

" CONTENIDO DE LAS MEMORIAS PARA EL INICIO DE LOS CALCULOS "

REACTOR PWR

MEMORIA	DEMANDA DE U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION A UF <sub>6</sub>	DEMANDA DE ENRIQUECIMIENTO	DEMANDA DE SERVICIOS DE CONVERSION UO <sub>2</sub> POLVO	DEMANDA DE FABRICACION DE COMBUSTIBLE UO <sub>2</sub> PASTILLAS	DEMANDA DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE COMBUSTIBLE IRADIODADO
x t	t <sub>0</sub> -1	t <sub>0</sub> -1	t <sub>0</sub>	t <sub>0</sub>	t <sub>0</sub>	t <sub>0</sub> +2
01 *	2.3	2.1	1.6	1.25	1.25	
**	1.5	1.3	0.8	0.50	0.50	-1.0
02	1	1	1	1	1	1
03	Se introduce el número de reactores anuales de acuerdo al programa de instalación de estos últimos.					
04	40	40	40	40	40	40
05 ***	9	9	9	9	9	9
*	10	10	10	10	10	10
06 *	695.497	510.937	349.694	124.284	124.935	.
**	176.107	140.627	114.059	29.376	28.518	28.376
07	0	0	0	0	0	0
10 a 28	0	0	0	0	0	0

\* Valor alimentado en el cálculo de las cargas iniciales.

\*\* Valor alimentado en el cálculo de las recargas.

\*\*\* Valor alimentado a la memoria 05 cuando se desea obtener los resultados.

En conclusión, para obtener los resultados de las demandas de materiales y servicios presentados en el capítulo 3, por medio del presente programa, es necesario realizar los siguientes pasos:

### CALCULO DE CARGAS INICIALES DE MATERIALES O SERVICIOS

<u>PASO</u>	<u>A C C I O N</u>
1	Colocar en las memorias los datos iniciales correspondientes, ya consignados en las tablas A3.3 y A3.4.
2	Introducir en la calculadora el año en que entra el primer reactor en operación.
3	Presionar el nivel A para obtener el año previo en que debe pedirse el material o servicio del reactor considerado.
4	Presionar el nivel A' para iniciar o proseguir el cálculo de las cargas iniciales de materiales o servicios requeridas por año. Cabe mencionar que debe aparecer en la pantalla de la calculadora el número de reactores que se alimenta durante el año.
5	Introducir en la calculadora el año en que entran en operación los siguientes reactores y regresar al paso 3 hasta terminar de alimentar en la calculadora el programa de instalación de los reactores.
6	Colocar el dato inicial para la obtención de los resultados en la memoria 05 y presionar el nivel D para obtener el volumen anual del material o servicio del año en curso.
7	Presionar el nivel E para obtener el volumen acumulado del material o servicio del año en curso.
8	Regresar al paso 6 y 7 hasta terminar de obtener los resultados del período del tiempo considerado.

PASOA C C I O N

- 9 Llamar las memorias de la 10 a las 28 para obtener el número de cargas iniciales correspondientes a cada año. Al igual que en el cálculo anterior debe notarse que cada una de las memorias tiene implícitamente asignado un año.

CALCULO DE RECARGAS DE MATERIALES U SERVICIOS  
 =====

<u>PASO</u>	<u>A C C I O N</u>
1	Colocar en las memorias los datos iniciales correspondientes ya consignados en las Tablas A3.3 y A3.4.
2	Introducir en la calculadora el año en que entra el primer reactor en operación.
3	Presionar el nivel A para obtener el año previo en que debe pedirse el material o servicio del reactor considerado.
4	Presionar R/S para iniciar o proseguir el cálculo de las recargas requeridas por año. En la pantalla debe aparecer el número de reactores alimentados del año correspondiente.
5	Introducir en la calculadora, el año en que entran en operación los siguientes reactores y regresar al paso 3 hasta terminar de alimentar el programa de instalación de reactores
6	Presionar el nivel D, para obtener el volumen anual del material o servicio del año en curso.
7	Presionar el nivel E, para obtener el volumen acumulado del material o servicio del año en curso.
8	Regresar al paso 6 y 7 hasta terminar de obtener los resultados del período de tiempo considerado.
9	Llamar las memorias de la 10 a la 28 para obtener el número de recargas correspondientes a cada año. Igual que en el caso anterior cada una de las memorias tiene implícitamente asignado un año.



" CALCULO DE LA DEMANDA DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL DEL  
 =====

COMBUSTIBLE IRRADIADO "  
 =====

PASO

A C C I O N

- 1 Colocar en las memorias los datos iniciales correspondientes, ya consignados en las tablas A3.3 y A3.4
- 2 Introducir en la calculadora el año en que entre el primer reactor en operación.
- 3 Presionar el nivel A para obtener el año en que se demanda el almacenamiento temporal de combustible irradiado del reactor considerado.
- 4 Presionar R/S para iniciar o proseguir el cálculo de las descargas requeridas por año.
- 5 Introducir en la calculadora, el año en que entran en operación los siguientes reactores y regresar al paso 3 hasta terminar de alimentar el programa de instalación de reactores.
- 6 Presionar el nivel D, para obtener el volumen anual de combustible irradiado del año en curso.
- 7 Presionar el nivel E, para obtener el volumen acumulado de combustible irradiado del año en curso.
- 8 Regresar al paso 6 y 7 hasta terminar de obtener los resultados del período de tiempo considerado.
- 9 Llamar las memorias de la 10 a la 28 para obtener el número de descargas de combustible irradiado correspondientes

PASOA C C I O N

tes a cada año. Como en los casos anteriores, cada una de las memorias tiene implícitamente asignado un año.

BIBLIOGRAFIA

1. "Nucleoelectricidad para México"  
Juan Eibenschutz  
Boletín Informativo del Sector Energético  
Año 6, No. 8          Agosto 1982.
  
- 2 "Programa de Energía "  
Plan de Desarrollo Nucleoeléctrico, Primera etapa  
Informe de CFE , 1981.
  
3. "El Programa Nucleoeléctrico Mexicano"  
Alberto Escofet  
Boletín Informativo del Sector Energético  
Año 5, No. 12          Diciembre 1981.
  
4. Informe sobre los Estudios de Factibilidad de un Programa  
Nucleoeléctrico Nacional  
Comisión Federal de Electricidad  
1980.
  
5. "Mundo Financiero"  
Jorge Roldán  
Diario El Universal  
Noviembre 3, 1982.
  
6. "Nuclear Chemical Engineering"  
Manson Benedict, Thomas Pigford y Hans Levi  
Segunda Edición, Mc Graw-Hill Book Co.

7. Encyclopedia of Chemical Technology  
Kirk-Othmer  
Vol. 14 , p. 116-117 y p. 432-458
  
8. "Programa de Energía"  
Diario Oficial  
Miércoles 4 de Febrero de 1981.
  
9. "Implementación del Ciclo de Combustible Nuclear en México"  
Fuentes Marquez Enrique y Roldán Rico Miguel  
TESIS , Facultad de Química, UNAM  
1976.
  
10. "Aplicación de un Modelo de Simulación Probabilística del  
Despacho de Carga a la Optimización del Costo de Combustible  
de la Planta Nucleoeléctrica de Laguna Verde"  
Gómez Herrera Raymundo  
TESIS, Facultad de Química, UNAM  
1977.
  
11. "Expansión Nucleoeléctrica del Ciclo de Combustible en México"  
Lozano Gómez Rogelio y Culebro Nieves Guillermo  
TESIS, Facultad de Química, UNAM  
1979.
  
12. "Estudios de Factibilidad sobre un Programa Nuclear Nacional"  
ASEA-ATOM  
1980.
  
13. "Estudios de Factibilidad sobre un Programa Nuclear Nacional"  
AECL  
1980.

14. "Estudios de Factibilidad sobre un Programa Nuclear Nacional"  
SOFRATOME  
1980.
15. "Uranio en México"  
Boletín Informativo del Sector Energético  
Año 6, No. 5                      Mayo 1982.
16. "Los Reactores Nucleares y la Producción de Electricidad"  
Enrique García y García  
C. F. E.  
1979.
17. "El Ciclo del Combustible Nuclear"  
Antonio Ponce M.  
ININ  
Marzo, 1980.
18. "El Programa de Energía, Instrumento para el Desarrollo Económico y Social de México"  
Edición Especial, El Nacional  
Jueves 18 de Junio de 1981.
19. "Teoría de Reactores y Elementos de Ingeniería Nuclear"  
V. Serradell  
Capítulo XII
20. "Boiling Water Reactors"  
Andrew W Kramer  
Capítulo II

21. "Teoría de Reactores y Elementos de Ingeniería Nuclear"  
F. Goded  
Capítulo XI
  
22. "El Carbón en México"  
Miguel Castañeda y Roberto Yza  
Boletín Informativo del Sector Energético  
Año 6 , No. 11                      Noviembre 1982.
  
23. "El Ciclo de Combustible Nuclear", Seminario  
C. F. E. (Documento)